泊発電所3号炉

原子炉圧力異常低

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

原子炉圧力低

大飯発電所3/4号炉

12.04MPa[gage] (応答時間0秒、2.0秒)

なお、非常用炉心冷却設備作動信号「原子炉圧力低」 の応答時間については、事故シーケンスグループ「原

子炉格納容器の除熱機能喪失」では非常用炉心冷却設

備の作動による炉心注水がより早くなることで原子炉

格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納

容器の圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「EC

CS再循環機能喪失」では非常用炉心冷却設備の作動

が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替

失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操

作時間を厳しくする観点を踏まえ 0 秒とし、その他の

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くこと

から作動しないものとする。ただし、1次冷却系及び2

次冷却系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし

弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自

なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」

のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の 隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、

加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次

冷却系への流出を厳しくする観点から自動作動するも

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び

主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧

器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計

(c) 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当

たり)の10%

事故シーケンスグループは2.0秒とする。

c. 原子炉制御設備

のとする。

動動作するものとする。

d. 1 次冷却系及び 2 次冷却系主要弁

値に余裕を考慮した高い値を使用する。

(a) 加圧器逃がし弁容量 :95t/h (1個当たり)

(b) 加圧器安全弁容量 : 190t/h (1個当たり)

赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違) 青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違)

緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

女川原子力発電所 2号炉

差異の説明 設計の相違

セパレータスカート下端から-331cm(有効燃料棒頂部 ・プラント相違に よる ECCS 作動信

号設定の相違

起動, 自動減圧系作動)設定点

11.36MPa[gage](応答時間0秒, 2.0秒) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 から+47cm) (レベル1)

12.04MPa[gage] (圧力) 及び水位検出器下端水位 (水位) の一致(応答時間2.0秒)

なお、ECCS 作動信号「原子炉圧力異常低」の応答時 間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納 容器の除熱機能喪失」では ECCS の作動による炉心注水 がより早くなることで原子炉格納容器に放出されるエ ネルギ増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳し くする観点、並びに「ECCS 再循環機能喪失」では ECCS の作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循 環切替に失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環へ の切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ0秒とし、 その他の事故シーケンスグループは2.0秒とする。

c. 原子炉制御設備

から作動しないものとする。ただし、1次系及び2次系 の主要弁である加圧器逃がし弁,主蒸気逃がし弁は過渡 事象の様相に対する寄与が大きいことから,自動作動す るものとする。なお、事故シーケンスグループ 「格納容 器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側 蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器 圧力制御系, 加圧器水位制御系及び給水制御系は, 1次 冷却材の2次冷却系への流出を厳しくする観点から自 動作動するものとする。

d. 1次系及び2次系主要弁

(a) 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)

(c) 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量(ループ当

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くこと

加圧器逃がし弁,主蒸気逃がし弁,加圧器安全弁及び 主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また,加圧 器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計 値に余裕を考慮した高い値を使用する。

(b) 加圧器安全弁容量 : 157t/h (1個当たり)

たり) の10%

52

から+316cm) (レベル2) 原子炉水位高(原子炉隔離時冷却系トリップ, 高圧炉 心スプレイ系注入隔 離弁開止)設定点

原子炉水位低(再循環ポンプ全台トリップ)設定点

セパレータスカート下端から-62cm (有効燃料棒頂部

セパレータスカート下端から+182cm(有効燃料棒頂部 から+560cm) (レベル8)

原子炉圧力高(再循環ポンプ全台トリップ)設定点 原子炉圧力 7.35MPa[gage]

ドライウェル圧力高(ECCS起動、自動減圧系作動)設定

ドライウェル圧力 13.7kPa[gage]

b. 逃がし安全弁

逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量 (吹出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用 いるものとする。

なお、アキュムレータ内の窒素を消費した場合には安 全弁機能による原子炉圧力制御となるが、事象初期に作 動する逃がし弁機能による原子炉圧力制御にて代表さ 設計の相違 せる。

第1段:7.37MPa[gage]×2個、356t/h(1個当たり)

赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)

青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	泊発電所 3 号炉		女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
(d) 主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当た	(d) 主蒸気安全弁容量	: 定格主蒸気流量 (ループ当	第2段:7.44MPa[gage]×3個, 360t/h(1個当たり)	
り)の100%		たり)の100%	第3段:7.51MPa[gage]×3個, 363t/h(1個当たり)	
(添付資料1.5.6)		(添付資料 6.5.6)	第4段:7.58MPa[gage]×3個, 367t/h(1個当たり)	
e. 1 次冷却材ポンプ [®]	e. 1次冷却材ポンプ			
1 次冷却材ポンプ回転数等の 1 次冷却材ポンプ仕様	1 次冷却材ポンプ回転	数等の1次冷却材ポンプ仕様		
に関する条件は設計値を用いる。	に関する条件は設計値を	用いる。		
f. 格納容器再循環ユニット	f . 格納容器再循環ユニッ	Ի		
格納容器再循環ユニットは2基動作し、1基当たり設	格納容器再循環ユニッ	トは2基作動し、粗フィルタ		記載方針の相違
計値より小さい除熱特性(100℃~約 168℃、約 4.1MW	がある場合の除熱特性の	設計値として,1基当たり除熱		・記載は異なるが
~約 11. 2M₩) で原子炉格納容器を除熱するものとする。	特性(100℃~約 155℃,	約3.6MW~約6.5MW)で原子炉		どちらも設計値よ
	格納容器を除熱するもの	とする。		り小さい保守的な
				値としている点で
				は同様
				設計の相違
g. 燃料取替用水 ピット	g. 燃料取替用水ピット			
燃料取替用水ピットの水量は、設計値として 1,860m3	燃料取替用水ピットの	容量は,2,000㎡を用いる。		設計の相違
を用いる。				
1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故	6.5.2.2 運転中の原子炉における重	大事故	1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故	
(1) 初期条件	(1) 初期条件		(1) 初期条件	
「1.5.2.1(1) 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損		,格納容器破損モード「水素燃	a. 初期運転条件	記載表現の相違
モード「水素燃焼」については、原子炉格納容器内に分散		ートシンク, 初期圧力は, 水素	原子炉熱出力の初期値として, 定格値(2, 436MW), 原	
し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点	濃度上昇の観点から以下の	値を用いる。	子炉圧力の初期値として,定格値(6.93MPa[gage])を用	(伊方と同様)
から、原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は、以			いるものとする。また,炉心流量の初期値として,定格	
下の値を用いる。			値である100%流量(35.6×10³t/h)を用いるものとす	
・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮		シンクは, 設計値より大きめの	వ _ం	
した大きい値を用いる。	値を用いる。		b. 炉心及び燃料	
・原子炉格納容器の初期圧力は、OkPa[gage]を用いる。	・原子炉格納容器の初期圧 	力は, OkPa [gage] を用いる。	炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。	
			なお, 炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した	
			平衡サイクルを想定した値,燃料ペレット,燃料被覆管	
			径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用い	
			るものとする。	
			(a) 原子炉停止後の崩壊熱	
			原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉	
			心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とさ	
			れた ANSI/ANS-5. 1-1979+2 σ を 最 確 条 件 と し た	
			ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用す	

赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)

青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
		る。 また,使用する崩壊熱は平衡炉心サイクル末期の炉	
		心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考	
		慮した燃焼度33GWd/tの条件に対応したものとする。崩	
		壊熱曲線を第 1.5.1 図に示す。	
		c. 原子炉圧力容器	
		原子炉水位の初期値は,通常運転水位とする。	
		d. 格納容器	
		格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。	
		なお,評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による	
		静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」	
		では以下のうち(f)から(i)は解析条件として用いない。	
		(a) 容積	
		格納容器容積について、ドライウェル空間部は、内部	
		機器,構造物体積を除く全体積として7,950m³,サプレ	
		ッションチェンバ空間部及び液相部は, 5, 100m³(空間	
		部)及び2,850m³(液相部)を用いるものとする。	
		(b) 初期温度及び初期圧力	
		格納容器の初期温度について、ドライウェル空間部温	
		度は57℃,サプレッションプール水温は32℃を用いるも	
		のとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage]を用	
		いるものとする。	
		(c) サプレッションプールの初期水位	
		サプレッションプールの初期水位は、通常運転時の水	
		位として3.55mを用いるものとする。	
		(d) 真空破壞装置	
		真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.4kPa(ドライウ	
		ェルーサプレッションチェンバ間差圧))を用いるものと	
		する。	
		(e) 初期酸素濃度	
		格納容器内の初期酸素濃度は, 2.5vol%(ドライ条件)	
		を用いるものとする。	
		(f) 溶融炉心からプール水への熱流束	
		溶融炉心からプール水への熱流東は,800kW/m²相当	
		(圧力依存あり)とする。	
		(g) コンクリートの種類	
		コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとす	
		ప 。	

6 重大	・事が等へ	の対例に有	る措置の	有効性評価の)基本的考え	A
------	-------	-------	------	--------	--------	---

大飯発電所3/4号炉	泊発電所 3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
		 (h) コンクリート以外の構造材の扱い 内側鋼板,外側鋼板及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないものとする。 (i) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い原子炉圧力容器下部の構造物は,発熱密度を下げないよう保守的に格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないものとする。 e.外部水源の温度外部水源の温度水部水源の温度は、40℃とする。 f.主要機器の形状原子炉圧力容器,格納容器等の形状に関する条件は設 	
(2) 事故条件 a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置 1 次冷却材管の破断によるLOCAを想定する場合 の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有 効性評価においては、ECCS注水に期待していないこ と、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維 持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外 に放出される高温側とする。 (添付資料 1.5.4)	(2) 事故条件 a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置 1 次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について,格納容器破損防止対策の有効性評価においては,ECCS注水に期待していないこと,また,蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ,早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。 (添付資料 6.5.4)	計値を用いるものとする。	
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件 「1.5.2.1(3) 重大事故等対策に関連する機器条件」に 同じ。	(3) 重大事故等対策に関連する機器条件 6.5.2.1(3)に同じ。	 (2) 重大事故等対策に関連する機器条件 a. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量 (吹出し圧力における値)は,設計値として以下の値を用いるものとする。 第1段:7.37MPa[gage]X2個,356t/h(1個当たり)第2段:7.44MPa[gage]X3個,360t/h(1個当たり)第3段:7.51MPa[gage]X3個,363t/h(1個当たり)第4段:7.58MPa[gage]X3個,367t/h(1個当たり) 	記載表現の相違
		(3) Cs-137放出量評価に関連する条件 Cs-137放出量評価においては,格納容器からの漏えい を考慮する。このとき格納容器からの漏えい経路は,非	

赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)

青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
		常に狭く複雑な形状を示すことから,エアロゾル粒子が	
		捕集される効果を考慮し、除染係数は10とする。	
		ここで記載している,格納容器からの漏えいに関する	
		エアロゾル粒子の捕集の効果については, 「付録4原子	
		炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕	
		集効果の設定について」に示す。	
1.5.2.3 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	6.5.2.3 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	1.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある	
事故	事故	事故	
(1) 初期条件	(1) 初期条件	(1) 初期条件	
a. 使用済燃料ピット崩壊熱	a.使用済燃料ピット崩壊熱	a. 崩壞熱	
原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以	燃料プールには貯蔵燃料のほかに,原子炉停止後に最	
前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット	前から貯蔵されている使用済燃料が,使用済燃料ピット	短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の	
の熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合	の熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合	燃料が一時保管されていることを想定して,燃料プール	
を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.674MWを用	を想定して,使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWを用	の崩壊熱は約6.7MWを用いるものとする。	設計の相違
いる。	いる。		・使用する燃料
(添付資料 1.5.7)			種類や貯蔵容量
			の相違により SI
			熱負荷が異なる
b. 事象発生前使用済燃料ピット水温	b. 事象発生前使用済燃料ピット水温	b. 燃料プールの初期水位及び初期水温	
使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき,標準的な温	燃料プールの初期水位は通常水位とし,この時の燃料	
度として40℃を用いる。	度として40℃を用いる。	プール保有水量は、保有水量を厳しく見積もるため燃料	
c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	c.使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されている	
燃料取り出し直後の使用済燃料ピットの状態を想定	燃料取り出し直後の使用済燃料ピットの状態を想定	プールゲートは開を仮定し、約1,400m³とする。また、	
しており、燃料を取り出す際には <mark>原子炉補助建屋キャ</mark>	しており、燃料を取り出す際には <mark>燃料取替キャナルと</mark>	燃料プールの初期水温は,運用上許容される上限の65℃	設計・運用の相
ナルとAエリアの間に設置されているゲートを取り外	燃料検査ピット、Aピット及びBピットの間に設置さ	とする。	
すことから、Aエリア、Bエリア、原子炉補助建屋キ	れているゲートを取り外すことから, Aピット, Bピ		
ャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、	ット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピットは接続状		
水温が 100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳	態とする。なお、水温が 100℃まで上昇する時間の評価		記載表現の相違
しくなるようにAエリアのみの水量を考慮する。	は,実運用を考慮し原子炉に近いBピットのみの水量		
	を考慮する。		
(添付資料 4.1.2)	(添付資料 6. 5. 7)		
d. 主要機器の形状	d. 主要機器の形状	c. 主要機器の形状	
使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件	使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件	燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計	
は設計値を用いる。	は設計値を用いる。	値を用いる。	
		(添付資料 1.5.3)	
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件	(2) 重大事故等対策に関連する機器条件	50 Sat 1985	

緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6.	重大事故等へ	の対処に係る	措置の有る	効性評価の	基本的考え方
----	--------	--------	-------	-------	--------

大飯発電所3/4号炉

a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の 遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる、燃料頂部から4.38m とする。

(添付資料 1.5.7)

- 1.5.2.4 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
 - (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」 を除く。)
 - a. 炉心崩壊熱(5)

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づ く核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮 した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラ ン燃料の装荷を考慮して設定し、第1.5.1図に示す局所 的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

(添付資料 1.5.3)

b. 原子炉停止後の時間

燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定 し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷 却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水 抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、 定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了 までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時 間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。

(添付資料 1.5.8)

c. 1 次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態と していることから、1 次冷却材圧力の初期値は大気圧と する。

d. 1 次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限 値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とす る。

泊発電所3号炉 a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の 燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位と して, 燃料頂部から, 約4.25m (通常運転水位(以下「NWL」 という。) -3.37m) とする。

(添付資料 6, 5, 7)

- 6.5.2.4 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
 - (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」 を除く)
 - a. 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づ く核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮 した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラ ン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷 を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉 心を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考 慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

(添付資料6.5.3)

b. 原子炉停止後の時間

燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定 することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷 却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間 に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間 とする。

c. 1次冷却材圧力

ミッドループ運転中は,1次冷却材系統は大気開放状 態としていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気 圧とする。

d. 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限 値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とす る。

1.5.2.4 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

女川原子力発電所 2号炉

- (1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」 を除く)
- a. 崩壊熱

る事故

原子炉停止後の崩壊熱は、第1.5.1図に示す ANSI/ANS-5, 1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、 崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩 壊熱として約14MWを用いるものとする。

b. 原子炉初期水位及び原子炉初期水温

原子炉初期水位は通常運転水位とする。また、原子炉 ・泊では記載を明 初期水温は52℃とする。

設計の相違 記載方針の相違

確化(伊方と同様)

差異の説明

記載方針の相違

・泊では記載を明

確化(伊方と同様) 設計の相違

解析条件の相違

・解析条件の考え 方の相違(高浜と 同様)

c. 原子炉圧力

原子炉圧力の初期値は大気圧とし、水位低下量を厳し く見積もるために、事象発生後も大気圧が維持されるも のとする。

d. 外部水源の温度

外部水源の温度は100℃とする。

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	泊発電所 3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
e. 1 次冷却材水位	e. 1 次冷却材水位		
プラント系統構成上の制約から定めているミッドル	プラント系統構成上の制約から定めているミッドル		
ープ運転中の水位として、1 次冷却材の初期水位は、原	ープ運転中の水位として,1次冷却材の初期水位は,原		
子炉容器出入口配管の中心高さを200mm上回る高さとす	子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとす		運用の相違
る。	る。		・ミッドループ運
f. 1 次冷却系開口部	f. 1次系開口部		転中の水位設定が
ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路と	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路と		異なる
して、1次冷却系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外	して,1次系開口部は,加圧器安全弁が3個取り外され,		
されているものとする。	加圧器のベント弁が1個開放されているものとする。		運用の相違
g. 主要機器の形状	g.主要機器の形状	e. 主要機器の形状	
主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。	原子炉容器,1次冷却材ポンプ,加圧器,蒸気発生器,	原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いる	記載表現の相違
・原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、	1 次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条	ものとする。	
1 次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。	件は,設計値を用いる。		

緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉

1.6 解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移 のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移 について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを 確認する。また、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に 発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しく なる原子炉施設の結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で 原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが 合理的に説明できる場合は解析以外の方法で評価を行う。

1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

解析コード及び解析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評価す るものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響 とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等 操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響の ことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する 余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかで あり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把 握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果 等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である 等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析 条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

(添付資料 1.7.1)

泊発電所3号炉

6.6 解析の実施方針

確認し、その結果を明示する。

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移 のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移 について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で 原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが 合理的に説明できる場合は解析以外の方法で評価を行う。

6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

解析コード及び解析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評価す るものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響 とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等 操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響の ことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する 余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかで あり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把 撮できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果 等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である 等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析 条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

(添付資料 6.7.1, 6.7.2)

1.6 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移 のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移 について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを 確認し、その結果を明示する。

女川原子力発電所 2号炉

評価条件の相違

泊はシングルプラ ント評価のためツイ

差異の説明

なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で ンプラントでの評価 原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することがである大飯とは解析 の実施方針が異なる (女川と同様)

1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

合理的に説明できる場合はこの限りではない。

解析コード及び解析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 える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余 裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであ り、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握 できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等 を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、 影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件 を変更した感度解析によりその影響を確認する。

(添付資料 1.7.1) 添付資料の相違

泊は不確かさの

確認に標準プラン トの感度解析結果 を使用することの 妥当性に関する添 付資料を追加

青子:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

女川原子力発電所2号炉

差異の説明

1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定し、そのうち第1.7.1表から第1.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間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。

1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確か さについて、運転員等操作時間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。また、解析条件である 操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の 不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作 開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間 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。

1.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その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。

6.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい 又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第 6.7.1表から第6.7.3表に示す物理現象を有効性評価において 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理して いる。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケ ンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運 転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータ

「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、

6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

に与える影響を確認する。

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確か さについて、運転員等操作時間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。また、解析条件である 操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の 不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作 開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間 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。

6.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について,その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。

1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、 重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい、 又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第 1.7.1表から第1.7.3表に示す物理現象を有効性評価において 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理して いる。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運 転員等操作時間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。

1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確か さについて、運転員等操作時間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。また、解析条件であ る操作条件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認 知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並 列操作有無」及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等 操作の開始時間の変動が、操作開始時間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。

1.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その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。

緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉

1.8 必要な要員及び資源の評価方針

1.8.1 必要な要員の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生するこ とを想定した、最も厳しい重大事故等対策時において、時間外、 休日(夜間)における要員の確保の観点から、重大事故等対策 要員(運転員、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員で構 成)を配置し、必要な体制を整備している。

「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備 している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、 必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

1.8.2 必要な資源の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生するこ とを想定した最も厳しい重大事故等対策時において、必要とな る水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃 料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこ れらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評 価において考慮されていない機器についても、使用した場合を 想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能で あることを確認する。

6.8 必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1 必要な要員の評価

重大事故等対策時において, 夜間及び休日(平日の勤務時間 帯以外)における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る 審査基準への適合状況説明資料」で整備している体制にて、対 処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間 内に実施できることを確認する。

泊発電所3号炉

6.8.2 必要な資源の評価

重大事故等対策時において,必要となる水源,燃料及び電源 の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷 を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能 であることを評価する。また、有効性評価において考慮されて いない機器についても,使用した場合を想定して,各資源につ いて7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

1.8 必要な要員及び資源の評価方針

1.8.1 必要な要員の評価

重大事故等対策時において、夜間及び休日(平日の勤務時間 評価条件の相違 帯以外)における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る・治はシングルプラ 審査基準への適合状況説明資料」で整備される体制にて、対処 レト評価のためツイ 可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内 ンプラントでの評価 に実施できることを確認する。

女川原子力発電所 2号炉

差異の説明

である大飯とは評価 条件が異なる(女川

レ同様)

記載力針の相違 大飯は具体的な 要員名を記載して いるが、泊は技術 的能力のまとめ資 料を参照している こともあり具体的 な要員名までは記 載していない (女 川と同様)

1.8.2 必要な資源の評価

重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源 評価条件の相違 の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷・泊はシングルプラ を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能 ント評価のためツイ であることを評価する。また、有効性評価において考慮されて ンプラントでの評価 いない機器についても、使用した場合を想定して、各資源につ である大飯とは評価 いて7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

条件が異なる(女川

と同様)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方	A HIRE A LONGER OF THE	24 HI to 52 mg	
大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
1.9 参考文献	6.9 参考文献		
(1) 「三菱 PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアク	(1) 「三菱PWR重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシ		
シデント解析コードについて」	デント解析コードについて」		
MH I — NE S — 1 0 6 4 改 1 三菱重工業、平成 2 8年	MHI-NES-1064 改 1 ,三菱重工業,平成28年		
(2) 「三菱 PW R 非常用炉心冷却系性能評価解析方法(大破断	(2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法(大破断時)」		
時)」			
MAPI-1035数8	MAPI-1035 改8,		
三菱重工業、平成11年	三菱重工業,平成11年		
(3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」	(3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」		
MAPI-1063改2	MAPI-1063 改2,		
三菱重工業、平成 2年	三菱重工業,平成2年		
(4) 「三菱 P W R 原子 炉格納容器内圧評価解析方法」	(4) 「三菱PWR原子炉格納容器內圧評価解析方法」		
MH I—NE S—1 0 1 6	MHI-NES-1016,		
三菱重工業、平成12年	三菱重工業,平成12年		
(5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」	(5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」		
MH I - NE S - 1 0 1 0 改 4	MHI-NES-1010 改4,		
三菱重工業、平成25年	三菱重工業,平成25年		and the same
(6) 「WOG2000 REACTOR COOLANT PUMP SEAL LEAKAGE MODEL FOR			設計の相違
WESTINGHOUSE PWRSJ			・大飯は WH 社製の
WCAP-156031-A Westinghouse、2003年			RCP シールを使用
			しているため参考
			文献として WCAP
			を参照している

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所3/4号炉	泊発電所 3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
### 1.0.1 映 有効性が発展に対する。 1.0.1 に 1.0.1 に	(1)	1. 2. 1 3	

6 重大車地等への対処に係る推置の有効性延備の基本的表え方

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明	
	第6.2.1表 有物性評解における重要を持たしている。 2.200年の日本の世界の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の	第 1.2.1 例 有効対策 Windows 1 の	記載方針の相違・泊では技術的能力の分性が表示には一次を対応の関係を追加(ないのの)を対した同様(の)のでは、対して、対して、対して、対して、対して、対して、対して、対して、対して、対して	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)

青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

大飯発電所 3/4号炉 泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉 差異の説明 第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 第1.2.1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (3/3) /設置許可基準規則/技術基準規則との関連(4/7) 記載方針の相違 ・泊では技術的能力 HINE REL S SHEPSING の各対応手段と有 効性評価の関係を 示した表を追加(女 川と同様) 第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 -----/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (5/7) ----O RESPECTA

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
ARCHEDIO 7 4 9 P	第6.2.1 表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審在基準 / 設置許可基準規則 - 2	STAINET THE PERMIT & 9 IN	記載方針の相違 ・泊では技術的能力 の各対応手段とを 効性部長を追加(女別と同様)

	たほの指直の有別性計画 大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			女川原-	子力発電所	所2号	炉			差異の説明
事故に至るおそれがある事故) (1/2) 事故シーケンス 乗校シーケンス [®] 天味に確助能本機 ・主命本成量喪失時に福助能本機能が喪失 事故	東 市 本 中 本 か る た よ る よ る よ る よ る よ る よ る よ る よ る よ る	(全文庫曲) 有限模失、F PI にソーケン メを評価) (1) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4	Eるおそれがある事故) (1/2) ンメ が大機能が費 ・主給木塩酸失時に循助部木機能が喪失 する事故	高級を	機能が養失・大器形の(MPK 版圧所) 複複機能が養失し、 大器形の(現象) 、 格納容器スプレイ注入機能が養失する者 数	に至るおそれがある事故) (1/2) 電点に作品セーケンス (####シーケンス	4(2)	• 過渡事象 + 為压注水失败 + 手動減圧失败	- 全交流動力電阪農夫(外部電源競失+DG失限)+H PCS失敗(蓄電池指導後RCIC停止) ムベは転4中部回車+(M中部回車+15つ中間)-	_	就電解喪失+HPCS失敗 [®] ·全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+ RV再開與股份+HPCS失敗	w. ib. 7 y . IL. CORROL / ILLINGSCN C 46 G is	
	* * * * * * * * * * * * * * * * * * *	英語級衛用及の布許中籍メンテム和入業 不設置1 再商級機能及の布許中器メンテス和公 機能及り (本限 カンノ・ 再の 一般	要事故シーケンスの選定 (連転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) 10.04に細胞が本種を形を下る事故 10.04に細胞が本種を形を下る事故 11.24による事故 12.25を表現に関助が本種をが表する事故 12.25を表現の対象が不要を対象とる事故 12.35を表現の対象が未種をが表する事故 13.35を表現の対象が未種をが表する事故 13.35を表現の対象が未種をが表する事故 13.35を表現の表現の主意な確認が表する事故 13.35を表現を表現して動か、表現を表現して動か、表現を表現を表現して動か、表現を対象が表現を対象が表現を対象が表現を対象が表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。表現を表現して、また。また。また。また。また。また。また。また。また。また。また。また。また。ま	・ 外部電腦表生も等故 が概失する等故 が概失する等故 大時に 207ンール LCCAが発生する等故 LOCAが発生する等故 10CLAが発生する等故	・大部形10CAPIに低圧再減度機能が発失し、格割序器メプレイ・大部形10CAPPに低圧再減度機能 ・大部形10CAPPに低圧再減度機能が接失し、格等的器メプレイ・大部形10CAPPに圧圧再減度 ・大線形10CAPPに低圧再減緩能が接失し、格等的器メプレイ・中心等数 ・中線形10CAPPに移動機能が接失し、格等的器メプレイ・中心を数 ・中線形10CAPPに移動機能が発失する事故 ・中線形10CAPPに移動機能が発失する事故 ・中線形10CAPPに発酵を設メプレイ正入機能が終失する事故 ・小線形10CAPPに発酵や器メプレイ正入機能が終失する事故 ・小線形10CAPPに発酵や器メプレイ正入機能が終する事故 ・小線形10CAPPに発酵や器メプレイエ入機能が表対する事故 ・小線形10CAPPに発酵や器メプレイエ入機能が表対する事故	放シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故) ************************************	・過度事象+高圧社水失限+毎圧ECS夫較 ・過度事象+8 R V 用用3-0k+毎圧正とのS夫較 ・海線停止・高圧社水保管+毎圧E CCS失成 ・事態停止・8 R V 再開予設・海圧は水長を増圧E CCS失成 ・事務やよ・8 R V 再開予設・海圧は水長を増圧E CCS失成 ・サポート系換失・毎低に水火料・毎低E CCS条砂	· 過減事象+高压症水免收十字動減压失收 · 平動修止+高压性水免收十年動減压失收 · 守述一ト系搜失+高压范水免收+手動減圧失收 · 守述一ト系搜失+高压范水免收+手動減圧失收	・全交流動力電源度失(外部電源度失+DG失敗)+HPCS失敗	 全交成動力電源表表(外部電源數表+DG天成)+南压在水光版 全交成動力電源表头(外面電源數表+DG天成)+直流電源數表+HP 	CS失政。 ・全交債能力指別後失 (外部電源使失+DG失成)+SRV所別失败+H PCS失収	TVのでは、100mmのでは、100mm	
第1.2.2 表 ・ 大・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	会会成績の表現。 無母子類。 のなる。 のな。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のな。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のなる。 のな。 のな。 のな。 のな。 のな。 のな。 のな。 のな	原子事権が平穏の - 大袋底LOGA場に窓圧 薬売機能開発 - 本袋幣LOGA場に衛 ・ 東海幣LOGA制に衛 ・ 電子を表する。 ・ 中級幣LOGA制に ・ 中級幣LOGAMに ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣 ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣 ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣LOGAM ・ 中級幣 ・ 中級幣 ・ 中級幣 ・ 中級幣 ・ 中級幣 ・ 中級 ・ 中級幣 ・ 中級 ・ 中 ・ 中級 ・ 中 ・ 中級 ・ 中級 ・ 中 ・ 中 ・ 中 ・ 中 ・ 中 ・ 中 ・ 中 ・ 中	第6.2.2表 重要事故シャンメメルー・アンメルー・インス (大きな) (1995年 1995年 1995年	全交流動力電源 ・外部電源技術に再算 養失 原子が機構合 ・原子が機能が機能的 機能数失 ・原子が機能が機能能 デルバスが発生的	原子中格納等額の ・大健断LOCAB に 東入機能の大地 ・大健断LOCAB に ・大健断LOCAB に ・ 中機能LOCAB に ・ 中機能LOCAB に ・ 中機能LOCAB に ・ 中機能LOCAB に ・ 小機能LOCAB に ・ 小機能LOCAB に ・ 小機能LOCAB に ・ 小機能LOCAB に ・ 小機能LOCAB に	第1.2.2 表 重要事故 事故シーケンスガルーブ	為任・低任注水機能換失	商压注水,减压腾能损失 ————————————————————————————————————		R	式 (1) (2) (1)	MANAGEMENT COLOR - 17-15-16-177 - 1 - C.C.	

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説
	1.75.ある事故) (2/2) 重要事故シーケンス** ・主給本流量幾失時に原子がトリップ機能 が考失する事故 (1.次本却材圧力の製点で乗しい起因事象 を選定) ・ 中級所10CA時に高圧注入機能が喪失する 事故 ・ 大卒者にの、 大発性が変失する ・ 大変勝(1.20人の一フェイスシステム10CA) ・ 大変勝(2.20人の一フェイスシステム10CA) ・ 大変勝(2.20人の一フェイスシステム10CA) ・ 大変形(2.20人の一方を放射に、後期間蒸気発生器伝統管を提出に、後期間蒸気発生器に対して、 ・ インターフェイスシステム10CA)・ 素気発生器伝統管・表表	至るおそれがある事故) (2/2) 選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス) ・過渡事象+原子炉停止失敗 ・申穀断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗 ・1SLOCA	
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) 最も戦しい事故シーケンス 最も戦しい事故シーケンス なってる生した場合に原子がり が選失する事故 なって強能が養失する事故 なって強能が養失する事故 なって強能が養失する事故 なって強能が養失する事故 なって強能が養失する事故 なって強能が養失する事故 なって強能しのCA時に高圧性系数 、会する事故 もの隔離に失敗する事故 はる事故 いインターフェイスシステムLO ・インターフェ はの隔離に失敗する事故 は差交強生器伝熱管機関時に破損 を表気発生器伝統管機関時に破損 を表気発生器伝統を機関時に破損 を表えるよるの隔離に失敗する ・素気発生器伝統管機関時に破損 を表示す。	における重大事故に至るおそれ 選定した事故シーケンス 選定した事故シーケンス 中子もよりップが必要な起因事象が発生した事故 生した事が原子がトリップ機能が要失する事故 失する事故 正再獨環機能が度失する事故 エ再獨環機能が度失する事故 インターフェイスシステム LOGA - 素気発生器伝統管破損時に破損傷蒸気 - 第全器の隔離に失敗する事故 - 第主題の隔離に失敗する事故	はおける重大事故に至	
表 重要事故シーケンスの選定 事故シーケンス 手がシーケンス を を を を を を を を を を を を を を を を し の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の こ の	ーケンスの選定 (運転中の原子が 事後な一ケンス 変な程因事象が発生した場合に原子がト る事故 注入機能が喪失する事故 注入機能が喪失する事故 計解環機能が喪失する事故 計解環機能が喪失する事故 以テム 10CA 環時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗す 要事故シーケンスの相違連由を示す。	重要事故シーケンスの選定(運転中の原子炉にま ・過減事象+崩壊熱除去失敗 ・過減事象+崩壊熱除去失敗 ・海修止・海線熱除去失敗 ・水ート系度失・崩壊熱除去失敗 ・水ート系度失・角線熱除去失敗 ・水ート系度失・8 R V 再閉失敗・崩壊熱除去失敗 ・水・ト系度失・8 R V 再別失敗・崩壊熱除去失敗 ・水・ト系度大・8 R V 再別失敗・崩壊熱除去失敗 ・水・ト系度大・8 R V 再別失敗・崩壊熱除去失敗 ・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水・水	
第1.2.2 表 事故シーケンス 原子与の上機能 用夫 用夫 用夫 一人の 用夫 一人の 用夫 一人の 用夫 一人の 用夫 一人の 用夫 一人の 用夫 一人の 用夫 一人の 用夫 一人の 用夫 一人の の の を の の の の の の の の の の の の の	第6.2.2表 重要事故シ かループス カループ ・原子炉トリップが全 東大・ ・原子炉トリップがを リップ機能が度失 ・小破断10CA時に高日 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	第1.2.2 表 事権がシーケンスグループ 事権シーケンスグループ 順乗器除去機能費失 原子が停止機能費失 LOCA時注水機能費失 格制容器・Gイベス (1 SLOCA)	

Note 1985	大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉	差異の説明
17.13.2.	世 禁上 戦 ゆ や業 下	D this is no as a manager strong agreement agr	
The control of the	について無しい。 原しい、 薬しい。 薬しい。 素しい。 はそない。 となった。 (より高速となる観点で は、り高速となる観点で は、り高速となる観点で は、り高速となる観点で は、り高速となる観点で は、たくなるため、・ を を を を を を を を を を を を を	中央	株式の破技 (本) (元) (2) (日 (元) (2) (日 (日) (日) (日) (日) (日) (日) (日) (日) (日) (日)
11.11 1980	1) 子面大事故) (1 1、12 D S の東大市 1 E C S Z X K 新野部 ス	大学 大学 大学 大学 大学 大学 大学 大学	東京総計権 機能と確保 は7種になっ 1月度に 1月度に 1月度に 1月度に 1月度に 1月度に 1月度に 1月度に
### 10	海したお 乗した (end) が、原 (end) が、所 (end) が、原 インのを対 (end) が (end) が (end) が、原 (end) が (end) が (en	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	
### 10	選定 (選載に中の)原子 い大中級部LOCA (Mee ipit:本の手を指摘なる。 が上来、単子を指摘なる。 が発生機により日ととなる。 が発生機になる。 が発生機になる。 が発生機により日とをなる。 が発生機になる。 が発生機により日とをなる。 が発生機により日とをなる。 が対象を観しいり日となる。 所子が発展がある。 所子が発展がある。 所子が発展がある。 所子が発展がある。 所子が発展がある。 所子が発展がある。 所子が発展がある。 所子が発展がある。 による。 第一の を	1	成年4万十五年 第二次日 第二次日 日中心
19	(4)	20	4-0 6-0 6-0 9-0
10 10 10 10 10 10 10 10	数 数 4	13 14P	下QU: 東京本が 行かが 計立とで 納加協議 博々古 風水力
1 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日	7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7	## S B B B B B B B B B B B B B B B B B B	
A	# N	9 年 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日 日	
春 田名選 田寿 小本 接 養月 · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	係合金の製金 領本一下 野の名の (株計 分割 新り名の (株計 分割 発展が圧力・単度によ が開発を が開発を の正正整要を放出/格納 の正正整要を放出/格納 の正正整要を放出/格納 の正正整要を放出/格納 の正正整要を放出/格納 の正正整要を放出/格納 の正正整要を放出/格納 の正正整要を放出/格納 の正正整要を放出/格納 の正正整要を の正正を を の正にを を の正にを の正にを の正にを のことのことの と のことの と のことの と のことの と のことの の の の の の の の の の の の の の	************************************	担定をひ から選択 あるた も、ではり などの問題
日本の発生しません。 この日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の日本の		・ 関連があっていまった。	原素変更の 企業にも、 二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十

	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の記
18 19 19 19 19 19 19 19	がにおける重大事故) (2/4) を納容器内事故遺取 (原子的格納容器表別時期、溶験がもの治知手段) 状態の説明 ECSや格納容器スプレイ系による原子が格納容器内在水がなく、溶験があるもの。 原子が格前容器内除器が行われていない状態で、か心損傷後に原子が格納容器内能器が行われていない状態で、か心損傷後に原子が格納容器内能器が行われていない状態で、がこう関係後に原子が格納容器内性水があり、溶験がのの治却が進成できる可能性があるもの。原子が格納容器内能影が行われていない状態で、炉心損傷後に原子が格納容器内は末があり、溶験がらもの。原子が格納容器内解影が行われている状態で、炉心損傷後に原子が格納容器内柱末があり、溶験がいつか為却が進成できる可能性があるもの。原子が格納容器内的療影が行わらの治力が進成できる可能性があるもの。原子が格納容器内は末があり、溶験がいている状態で、炉心損傷後に原子が格納容器内は末があり、溶験がしている状態で、卵心損傷後に原子が格納容器内は末があり、溶験があっかの治却が進成できる可能性があるもの。原子が格納容器内は水がある。のの治知が進成できる可能性があるもの。	第1.2.3 表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子炉における重大事故) (4/6) 補足:PDSの分類の定義 PDS PCV被損時 原子炉圧 炉心損傷 グラント損傷時 点での電源有無 (電源確保)	差異の
	イケンスの選定 相足: か心価傷時期 米族発生から短時 が心損傷に至るもの 事故発生から長時 事故免生から長時 事故免生から長時	STE から損傷後 既正 早期 電源有	
第1.2.3 次 計画 株のタイプと1次冷却材圧力 1次冷却系の緩断口能が大き く、低圧状態で炉心損傷に至る もの。 (起因事象:大中破断LOC A) 1次冷却系の緩断口能が小さ く、中圧状態で炉心損傷に至る もの。 (起因事象:小破断LOCA) 通減事象が超因とたり、高圧状 他で炉心損傷に至るもの。 (起因事象:過減事象) (起因事象:過減事象) (起因事象:過減事象) 格納容器ペイパスマで中圧状態の 各が。(起因事象:高減事象) 格納容器ペイパスマで中圧状態の 各が。(超因事象:高減率象)	第6.2.3表 評価事故シ 事後のタイプと1次冷却材圧力 2.2.3表 評価事故シ 1次系の機断口径が大きく、低圧 共勝で好心機能に至ちもの。 (起因事象:大中破断LOCA) 1次系の機断口径がかさく、中圧 状態で好心損傷に至さもの。 (起因事象:小破断LOCA) 1次系の機断で至るもの。 (起因事象:地破断まるもの。 (起因事象:海底事象) 格神容器バイバスで中圧状態の ちの。(庭因事象:藩、窓発生器 伝因事象:海域率象) 格神容器バイバスで中圧状態の ちの。(庭因事象:藩、宝老年 たっか。(庭因事象:海域、第24年 を持容器バイバスで中圧状態の もの。(庭因事象:海域、24ンターフ まインシステムLOCA)		

青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

Section Continue Continue	大飯発電所3/4号炉	泊発電所 3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
(2) (3) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4) (4	4) 「大都市とのこの本が不可能な なに在入業的などの人のない。 なに在入業的なでは不可能な ないます。 かの需要集集をよっきがです。 がの要素をよっきがです。 がの要素をないて非常的な がが表す。 がの要素をないない。 がの数素をないで素素的が表面が がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をないな。 がの数素をない、 がの数素をない、 がの数素をない、 がの数素をない、 がの数素をない、 がの数素をない、 がの数。 がの数素をない、 がの数。 がの数素をない、 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がの数。 がった。 がの数。 がの数。 がのが、 がの数。 がのが、 がの数。 がのが、 がの数。 がのが、 がった。		大海斯 LOCA+HPで S 実成・北京 圧 E C C S 実成・主文階部分電源 (他圧・温泉の今において開発的 (他圧・温泉の今において開発的 (他圧・温泉の今において開発的 がは関係的につかば、関係的心的 別は開催的につかば、低階が心的 別は開催的につかば、低階が心的 別は開催的につかば、低階が心的 別は開催的につかば、は隔が心的 別は開催的につかば、は隔が心的 かとなり、まずは、一方、とから 2・一ケンスで評価している。) とーケンスで評価している。) 総裁事象・A 居 E 在 大 表版・平原圧 大 た L D C H 発生) 急度等を発圧性水大阪・形圧 E 本数 (+ D C H 発生) 本数 (+ F C I 発生) (+ F C I 発生)	
第71.2.3.3 字	第七条17年4位)(3 最も無しい事能シーケンス ・大衛第100CA料の発圧度入 機能・低圧圧入機能が成分 等数スプレイ液と機能が する数数 ・外部機能を発い。 ・外部機能を発い。 ・外部機能を発いる ・外部機能を発いる ・外部機能を発いる ・外部機能を発いる ・外部機能を発いる ・外部機能を発いる ・外部機能を発いる ・外部機能を発いる ・外部機能を発いる ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・外部機能を ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	ンンス 大学を表する。 大学を表する。 「用所作」 本書を表しています。 大学を表する。 大きる。 大きる。 大きる。 大きる。 大きる。 大きる。 大きるる。 大きる。		
の の の の の の の の の の の の の の	第12.3 表 評価事故シーケンスの選定(運転中の原子的 事故シーケンス 事能シーケンス 相当性を大き事故 出土地で、大き事故 出土地で、大き事故 出土地で、大き事故 出土地で、大き事故 相当性ので、大き事故 相当性ので、大き事故 相当性ので、大き事故 相当性ので、大き事故 用土地で、大き事故 用土地で、大き事故 用土地で、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用土地の、大き事故 用工作を表面が、一定な、一定な、一定な、一定な、一定な、一定な、一定な、一定な、一定な、一定な	6. 2. 3表 語子価事格シーケンスの選定(運転中中の原子等 事能シーケンス 事能シーケンス (電影しな場)に発圧は入機能及び格納容易スプレイは入機能が乗えてる事故 無限を対し、第正は入機能及び格納容易スプレイは入機能が乗入る事故 指導を対し、第四は入機能及び格納容易スプレイは入機能が乗入る事故 指導を対し、第四は入機能及び格納容易スプレイは入機能が乗入る事故 は本来が、第四条を構成と可格が認めて、して政機が乗入する事故 (電子機能)に非常用が大変に関係が得るフレイは入機能が乗火り等故 (電子機能)に非常用が大変と関係があって、して政権が乗りる事故 (電子機能)に対す。(国本権に対し、経済的コンレイは入機能が乗火り等故 がお罪が得かに非常的な機能及び格が第コンレイは入機能が乗火り等故 (国本権がと同様がと同じの経過を見て大きな (国本権に対して発生)と対して、 (国本権に対して発生のは必要なフレイは入機能が乗火り等故 (国本権に対して発生のは必要なのでは、対象が発力として、 (国本権に対して発生のは必要なのでは、対象が表する事故 (国本権に対して発生のは必要なのなどのな (国本権に対して発生のないを関係を対して、して、 ので物本は推進を対して、 (の主権に対して発生のよりとして、 ので物をは、 がお罪への維持に対して、 (の主権に対して発生のよりとなどの権能を対して、 ので物では、 でがまれる。 (の主権に対して発生のなどのはが対象なフレイは入機能が乗火り等故 がお罪への維持に関係を構造して格等が第コンレイは入機能が乗火り等故 (の主権に対して発生を対して経過が無なアイを対 がお罪への維持によりたが、 がお罪への維持によりに対して がおまる。 (の主権に対して発生の主権に対して がな事人の確認を対して がまって、 (の主権に対して対して がな事人の主権を表してが表して がな事人の主義を対して (の主権に対して対して がな事人の主義を対して がなから、全交流動力、電影性をでし、 第立した 非常とレーケンスの出途を がありた。全交流動力、電影性を表して がまって、 がまって、 第1、2、3 表 計算性を対して 第2とた 第3とた 第2とた 第2とた 第2とを 第2とた 第2		
機	ADS	新りました。 105	等国気圧力・温度による静 的合数(格納容器) 等国気圧力・温度による静 的負荷(格納容器過量軟 組) 高圧溶験物故出 /格納容器的気点使加熱 料子がはお客客的気点使加熱 料子がは特別を用して用 (F C 1)	
	森島中部 ※指示一下 個 株田 別 に カラ (権害対象 総関モード・組 作したる等の会 作用による等の会 を関係による等の合 を関係による等の合 を関係による等の合 を対する等の を対する等の を対する等の を対する等の を対する等の を対する等の を対する等の を対する等の を対するを を対する をがまる をが をがまる をがをが をがをが をがをが をがをが をがをが をがをが をがをが をがをが をがをが をが	李囲 AE	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所:	3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
####################################	### ## ## ## ## ## ## ## ## ## ## ## ##	大型機能	## 1.2.3 数 評価事故シーケンスの選定(選続中の原子がに対ける第大事故) (6.6) 200	在我VILVY

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉	差異の説明
なに至るおそれがある事故) 重要事故シーケンス ・燃料取出前のミッドループ運転中に奔熱除去機能 が喪失する事故。 失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原 子の計機が対機能が喪失する事故のは ・燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉合却付 ・燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉合却付 工力パウンダリ機能が喪失する事故の ・原子形とがり、化学体構制領系の非の斟動作 ・原子形と動時に、化学体構制領系の非の斟動作 等により原子がへ続水が流入する事故 ²³		
(運転信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) 最も厳しい事故シーケンス ・ 一巻料取出前のミッドループ運転 が発表機能が喪失する事故 ・ 一巻料取出前のミッドループ運転 ・ 外部電源其失時に非常用所内交流電源が映 ・ 無料取出前のミッドループ運転 失する事故 ・ 原子が海域に対バウンダリ機能が喪失す ・ 一部料取出前のミッドループ運転 ・ 原子が海域性圧力バウンダリ機能が喪失す ・ 一部料取出前のミッドループ運転 ・ 原子が海域に非常用所内交流電源が映 ・ 一部料取出前のミッドループ運転 ・ 原子が海域と対象に非常用所内交流電源が映 ・ 一部料取出前のミッドループ運転 ・ 原子が海域と対象との選及大事故 ・ 原子中起動時に、化学体権制 ・ 原子が起動時を想定する。 ・ ・ 原子が起動時に、化学体権制 ・ 原子が起動時を想定する。 ・ ・ 原子が一緒水が流入す	3はる 直大事 ケンス ガンス 被 を 機能が要失り り機能が要失り が 機能が要失り が 機能が要失り が 機能が要失り が が が が が が が が が が が が が	
第1.2.4表 重要事故シーケンスの選定 (運転停止中の原子炉に すなシーケンス 事故シーケンスの選定 (運転停止中の原子炉に ・余部除去機能が長来とる事故 ・原子が建設度失時に発売しまる者故 ・原子が建設度失時に非常用所内交流電源が真失・分事故 ・原子が海線長時に非常用所内交流電源が真失・外部電源度失時に非常用 ・原子が海線長時に非常用所内交流電源が真失・外部電源度失時に非常用 ・原子の部域を持たましてのグリ機能が喪失する。原子が和材圧力パウン 等子の音数 ・原子が和材圧力パウンダリ機能が喪失する。原子が和材圧力パウン 等を ・原子が和材圧力パウンダリ機能が喪失する。 ・原子が和材圧力パウン 等を ・原子が和材圧力パウン ・原子の部膜大時に非常用 ・原皮度の部投入事故 ・反応度の部投入事故 ・反応度の部投入事故 ・反応度の部投入事故 ・反応度の部投入事故 ・方一パードレンとなる事故 ・方一パードレンとなる事故 ・方一パードレンとなる事故 ・方一パードレンとなる事故 ・方一パードレンとなる事故 ・ 京本の部段人事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部段入事故 ・ 京本の部を表する。 ・ 京本の語を表する。 ・ 京本の部を表する。 ・ 京本の語を表する。 ・ 京本の部を表する。 ・ 京本の語を表する。 ・	2. 4表 重要事故シーケンス (
第 サループス ヴループス ガループス 静楼熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉舎均材流出 反応度の部投入 ※1: 崩壊熱が高く、1次 ※2: 全交流動力電源映失 ※3: 原子炉起動削までは ※3: 原子炉起動削までは ※3: 原子炉起動削までは	事故シーケンス グループ 所義無額主機能要失・ による解生素の故障・ による体生場が事機・ ・全交流動力電源機夫・ ・全交流動力電源機夫・ ・ 全交流動力電源機夫・ ・ 全交流動力電源機夫・ ・ 会交流動力電源機夫・ ・ 本3:原子が提動前までは対 ・ 全交流	

		大飯発電所 3 / 4		mr - 212 - j - i	7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7			泊発電所3	号炉			女川原子力発電所	12号炉	差異の説明
有効性評価に使用する解析コードー覧表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	適用事故シーケンスグループ	・2次冷却系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・ECCS注水機能喪失	· 原子炉停止機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失・ECCS再循環機能喪失	·全交流動力電源喪失 · 原子炉補機冷却機能喪失	有効性評価に使用する解析コードー覧表 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	適用事故シーケンスグループ	・2 次冷却系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・ECCS注水機能喪失	原子炉停止機能喪失	・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失	全交流動力電源喪失原子炉補機冷却機能喪失	第1.4.1表 有効性評価に使用する解析コー運転中の原子炉における重事放シーケンスグループ 高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉停止機能喪失	本事故に至るおそれがある事故ー 適用コード SAFER CHASTE MAAP SAFER	
第1.4.1 表 有効性 一運転中の	解析コード名	M-RELAP5	SPARKLE-2	. MAAP	0000	第 6.4.1 表 有	解析コード名	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	0.000	格納容器パイパス (インターフェイスシステムLOCA)	CHASTE MAAP SAFER	

	発電所3/4号炉				泊発電所3号炉		女川原子力発電所 2 号	炉	差異の説明
大飯名	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用 水素燃焼 溶融炉心・コンクリート相互作用	水素燃焼	有効性評価に使用する解析コードー覧表 運転中の原子炉における重大事故	適用格納容器破損モード	・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) ・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・溶融炉心・コンクリート相互作用	水素燃焼	安川原子力発電所 2 号 第 1.4.2表 有効性評価に使用する解 一連転中の原子炉におけ 格納容器破損モード 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用 水素燃焼 溶融炉心・コンクリート相互作用	折コード一覧表 る重大事故一 適用コード	差異の説明
第 1.4.2 表 有効性評価 - 運転中の原子 解析コード名	・	GOTHIC ・水素	第6.4.2表 有効性評価 一運転中の原子	解析コード名	・ 雰囲 ・ 高田 ・ 原子 ・ 原子 ・ 水素	GOTHIC · 小素			

大飯発電所3	3/4号炉	泊発	電所:	3 号炉	女川原子力発電所	f2号炉	差異の説
さそれがある事故	(余熱除去系の故障による停止	表おんがある事故	レープ	(余熱除去系の故障による停止	第1.4.3表 有効性評価に使用する解析コード - 運転停止中の原子炉における重 事故シーケンスグループ 崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失	一覧表 大事故に至るおそれがある事故 一 適用コード	
表 有効性評価に使用する解析コードー覧表 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 適用事故シーケンスグループ	崩壊熱除去機能喪失 時冷却機能喪失) 全交流動力電源喪失) 原子炉冷却材の流出	3表有効性評価に使用する解析コードー覧表 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	適用事故シーケンスグル	崩壊熱除去機能喪失 時冷却機能喪失) 全交流動力電源喪失 原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出 反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA用)	
第 1.4.3 表 有効化 一運転停止 解析コード名	M-RELAP5	第6.4.3表 有効 一運転停止中	解析コード名	M-RELAP5			

			大飯発電												泊発?	電所3	号炉									女川加	原子	力発電所 2	2号炉	P	差異の説明
重要現象の不確かさ等 (1/2)不確かさ入力値に含まれる。	ORNILTHITEの訳像解析より、熱伝道の不確かさが 0%~~40% の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。		ORNI_THITEの記載解析より、炉心本位の不確かさが 0m~~ 0.3m であることを確認した。また、ROSALSITE SB-CL-18 の 記載解析より、コードでは、炉心木位低下を軟百秒早く評価する 可能性があることを確認した。 Winfeth/THETIS の試験結果より、大気圧観度の低圧条件にお は2が心水位の不確かさは、最大でも土0.4m 程度であることを 地設した。	PRESONAL PARMENT PARMENT PROPRES PRO	Marvicen の対解解析より、サプタール編界流振の不確かさが ±10%。 二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十	場した。 ROSALSTF、PKLの試験解析より、2次冷却系強制冷却時の1 A公本均付圧力の不確かさが OMPa~+0.5MFa であることを確認 た。	Apple 21新伝道の不確かさについて、1次合単材圧力で定量化し、ROSALSTF、PELの砂路解析より、1次治均材圧力の不確 たまれ Maro、よの Anto・セネメ・トタ番買 +	からか UMra~+U.DMra くめるしことを確認した。 入力値に合まれる。 っ 土地に合きれる。	A./J嬰に占まれる。 LOFT L6-1 対線解析、LOFT L6-3 試験解析より、加圧時の 1 次 冷却だ田 他の不確かえるか。? 1 ※冷却は圧力の不確かなが	40.2MPaであることを確認した。	H-PRIADSに社団スートの一番のの大幅から第(1/9)	というない しゅうとう	NJ 型に召まれる。 WHL 7月 の控験解析より、熱伝達の不確かさがり% ~ −40%の KHL 74 より Goddsがもエデュを雇用・デンター した sten)	2007、1977、1977年では、1977年では、1977年では、1977年では、1977年度用しており、不確かさは95%信頼区の・平平から、1977年では、1977年によりにより、1977年によりにより、1977年によりにより、1977年によりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりに	19.3 (17.11年 70 対策解析より、炉心水位の不確かさが 0 m ~ - 0.3 m であることを確認した。また、ROSA/LSTF 58-CL-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることを確認した。 大気圧角度の低圧制におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の 大気圧角度の低圧制におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の 不確かさは土0.05 程度であり、ボイド率の不確かさに伴う炉心水	たの不確かさは土10%(土0.4m)程度であることを確認した。 KL の試験解析より、自然循環流量を約 20%過大評価することを 認した。	Marviken の試験解析より、サブタール臨界流量の不確かさが 1 1 10%、1 1 相解界流量の不確かさが-10% ~ +80%でかることを 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	NSA/ISTF、PKLの影響解析より、2次系強制治却時の1次治却対 これの不確かさが0 ~ +0.8kPaであることを確認した。	総倫展文は熱伝達の不確かさについて、1次冷却材圧力で定量化し、RSA/LSFF、PKLの影響教作と、1次治却材圧力の不確かさし、1のよっなストンを確認し、1次治剤材圧力の不確かさることのよってもストンを確認し、1	カリン・50. 50m このこので開始した。 入力値に含まれる。 入力値に含まれる。	10FT 16-1 試験解析, LOFT 19-3 試験解析より、加圧時の1 次治却 材量度の不確かさが±2°C、1 次治却材圧力の不確かさが±0.2MPa であることを確認した。	(現象の不確かさ等 (1/2) 不確かさ	+を包飾できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくす	strで、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり。他の解 いまってコード全体として、炉心が瞬出し、メブレイ治却の	等核機管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレ も果に比べて10℃~150℃程度高めに評価する。また、が心 には「151~nam の実験整形において機製は解除ョルの上昇	************************************	発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデ で結果を与える	2000年7月月内向応力に基づいて評価され、燃料被覆管温度は 12. 円周方向応力に燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧 面している。したがって、ペストフィット曲線を用いる場合 5.	************************************	る解析権合則(蒸気単相合力は、1988年7月)の不能かさは、2011年7月11年7月11年7月 る総科権合則(蒸気単相合力以は電影流台)の不能かさは2012年7日をある。 また、原子炉圧力の評価において、ROSA-IIIでは、2147年7日で分配が正力で系統的に圧力低 下を早めに予測する傾向を呈しており、解析上、低圧注水系の起動タイミングを早める 可能性が示される。しかし、実験で圧力低下が遅れた理由は、水面上に露出した上部支 特格子等の構造材の温度が燃料板覆等からの輻射や過熱蒸気により上昇し、LPCSス ブレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり、低圧代幹注水系を注水手段 として用いる事故シーケンマでは考慮する必要のない不確かさである。このため、燃料 被覆管温度に大きな影響を及ぼす低圧代替注水系の注水タイミングに特段の差異を生 じる可能性はないと考えられる。	
M-RELAP5における 解析モデル 単数キデル	燃料棒表面熱伝達モデル	ジルコニウムー木反応モデル	ガイドモデル 消費様式	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	後断消モデル	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	当動機以	ポンプ特性	番比タンクの非転割性カス 2流体モデル	毎界流モデル		解析モデル	7 1	ジルコニウムー水反応モデル 間	ボイドルデル つ が影響表大 大学 サイド・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	位 壁面熱伝達モデル PN 運動量保存則 確		2 流体モデル RG 壁面熱伝達モデル 圧		ボンブ特性モデル 入 蓄圧タンクの非碳縮性ガス 入	2 流体モデル 臨界流モデル	き SAFERにおける重要現象の不確かさ等 不確か。	入力値に含まれる。最確条件 ストネ参慮1 デいス	るようち思している。 TBL, ROSA-IIIの実験解析にま 析モデルの不確かさともあり	ない場合には実験結果の燃料 イ冷却のある場合には実験制 が深水維持する場合にはいい	はないため、不確かさは小さにおける蒸気単相治却又は呼	酸化量及び酸化反応に伴う層のを整備しており、保守的は	膨れ・破裂は、燃料被覆管温 心とうに高めに評価される大きく数をし保守的に評価を大きく数をし保守的に評価 も破裂の判定は保守的となる	D版文の「ACISKALTO」と記している。 IBL、KOSA-IIIの実験解析にまる深いた、実験結果とおおけ	る機料等は、 な機料を加く機能を また、原子が圧力の評価にま 下を早めに予測する傾向を 手格子等の構造材の温度が 特格子等の構造材の温度が 特格子等の構造材の温度が として用いる事様シーケン 被覆管温度に大きな影響を じる可能性はないと考えられ じる可能性はないと考えらま	
第1.4.4 表 重要現象 阶級熱	燃料棒表面熱伝達	燃料被糧膏酸化	御職・ポイド半型化 気液分離(木位板化)・対向減	冷却材流量変化(自然循環時) 圧力相失	冷却材放出(臨界流・差圧流)	大 沸騰・蒸幅・ボイド半変化	気液分離・対向流	ECCS強制注入	++	冷却材放出(臨界流·差圧流)	策6 4 4表	重要現象 (17.17.77.77.77.77.77.77.77.77.77.77.77.7	世界	然料被覆管酸化	澎騰・抗イド華威化 気液分離・対向流	冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	冷却材放出(臨界流・差圧流)	楽器・装箱・ボイド半変化	気液分離・対向流	ECCS 強制注入 蓄圧タンク注入 蓄	热非平衡 位変化 臨界流・差圧流)	第1 解析モデル	崩壊熱 崩壊熱モデル	燃料棒表 燃料棒表面熱伝 I 面 熱 伝 達モデル			グルコニウン水戸広キデル	株料被覆 膨れ・破裂評価 管変形 モデル	沸騰・ボ 二相流体の流動 イド率変 モデル		
分類			<i>₽</i> #			次I 茶柱布			25 7-104	The state of the s		分類			- 7rs/s	年 史	和定	· □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □			加圧器 冷却	分類		<u> </u>		₹reds				(熱) (為)	

重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
M — R E L A P 5 における重要現象の不確かさ等 (2/2) ROSALSTE, PKL の幹験解析より、2次治却系強制冷却での減	M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等 (2/2) 解析モデル ROSA/ISIT, PKL の試験解析より、2次系強制冷却での滅圧時の1次冷却が圧力の不確かさが0~+0.5MPaであることを確認した。	4表 SAFERにおける重要現象の不確かさ等 (2/2) Tan TBL ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達後を低めに評価する可能性があり、他の 所称モデルの不確かさともあいまってコード全体として、が心が露出し、スプレイ冷 却のない場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて 10℃~150℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて 10℃~150℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて 10℃~150℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて 10℃~150℃程度高めに評価し、カプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて 10℃~150℃程度高めに評価し、エアレイ冷却のある場合には実験結果においては、FIST-ABWR の実験解析において燃料被覆管 温度の上昇はないため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料をある。 かる。 下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員換作のどちらに対してもこ相水位及びこれを決定する二相流動モデルの変当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラブス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。 人力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子が圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。 面する。	
第1.4.4表 主要現象 1次側・2次側の熱伝達 落気 発生器 冷却材放出(臨界流・差圧流) 2次側本位変化・ドライアウト 2次側結本(主給本・補助給本)	第6.4.4表 1次側・2次側の熱伝達 素気	第1.4.43 分類 重要現象 解析モデル 気液熱非平衡 燃料棒表面 漁売動) 原子炉圧 (臨がし うむ) 高期等・場緒・ボニ相流体の 流動モデル (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2を介を (2をん)・対向 (2をん)・対向 (2をん)・対向 (2を介を (2をん)・対向 (2を介を (2をん)・対向 (2をん)・対向 (2を介を (2をん)・対向 (2をん)	

	4.5 表 SPARKLE-2 における重要現象の不確かき等 解析モデル ドップラ反応性機器の機の不確かさに含める。 モンデカルロニードとの比較及びSPERTI E-cox 影響解析より、 モンデカルロニードとの比較及びSPERTI E-cox 影響解析より、 ドップラ反応機器の機の不確かさとして世来から全身維修等に用 ル・ちょてきたよりの必要を上では必要を上では必要を発展を表現した。 より、海域内電子が 東皮常熱に導力をデル 大力能に含まれる。 場所モデル 大力がに含まれる。 場所をデル 大力がに含まれる。 場外等のことを確認した。 多人と経過した。 の人ととできまして、 大力がに含まれる。 を展生デル 大力がに含まれる。 場外等のでは、1次合却材圧力の不確かさしてより前域熱を大きく することを確認した。 多人下ERコードでも質ができる条件を設定することにより前域熱を大きく することを確認した。 の人とできましてよび、不確かさは 大力能に含まれる。 場外等の形化面における解析 大力能に含まれる。 場外等の形化面における解析 大力能に含まれる。 がなとしてまた。 本かさとしてまた。 本がさとしてまた。 本がさとしてまた。 大力能に含まれる。 場外等の形化面における解析 大力能に含まれる。 がなどしている。 本のに含まれる。 がはできる条件を設定することにより前域熱を大きく することを確認した。 本のになる。 大力能に含まれる。 本のに含まれる。 がなどの作がのかとなって、 本のに表して、 本のに表して、 がいるとしてまた。 本のに表して、 本のに表して、 本のに表して、 がのに含まれる。 を関イによって等権を保存 を関イによる。 を関イによる。 を関イによる。 を関イによる。 を関イによる。 を関イによる。 なが、 を関イになります。 大力能に含まれる。 本のに表明してもの。 大力能に含まれる。 本のに表明してものになが特別を指してものになる。 を関イに表のでしている。 大力能になりをでしている。 とのが特がはならに評価され、SAPE Rコードでも低さを を可してもの。 とのが特が自然を行がに対している。 とのがはならに対している。 とのがながのに表明している。 とのが特が関係を指している。 とのが特がはならに評価され、コのがはなのでしている。 とのが特がはならに対している。 とのがながものに表明している。 とのがながのに表明している。 とのがながのに表明している。 とのがながのに表明している。 とのがながのに表明している。 とのがながのに表明している。 とのがながのにまたがのにないました。 とのがながのにまたがはがはな音にはいるに対している。 とのがながのにまたがに対している。 とのがながのにまたがにないました。 とのがにとからによりによりに対している。 とのがにとからにものがにならによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりによりに	
SPARKLE-解析モデル 解析モデル 3次元動特性モデル 事定常力・ドバックモ 事定常熱伝導方程式 二相圧力損失モデル サブケールボイドモデ 気液相対速度 2 流体モデル 低熱管熱伝達モデル に熱管熱伝達モデル に熱管熱伝達モデル に振音器をディア に振音を表して解算流	表 SPARKLE-2 におお解析モデル が元動特性モデル で常熱伝導力程式 をルポイドモデル タールボイドモデル 気流相対速度 2 流体モデル サブクール臨界流モデル サブクール臨界流モデル サブクール臨界流モデル 2 流体モデル に合まれる。最確している。 が一に合まれる。最低 につきまれる。最低 につきまれる。最低 につきまれる。最低 につきまれる。最低 につきまれる。最低 につきまれる。最低 につきまれる。最低 につきまれる。最低 にいる。	
10	(核) (株) (株) (株) (株) (株) (株) (株) (株) (株) (株	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
		第1.4.6 次 REDYに対ける重要集の7年から等(1/2) (4)	

青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし) 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所 3/4号炉 泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉 差異の説明
 ル幅かさ

 のまれる。

 さまれる。

 設計流量(安全要求の下限値である182m³/h) と集力値 (250m³/h) の比較により,

 HPCF流量の不確かさとして、+137%を設定した。

 サブレッション・チェンバ・ブール水温として通常運転時の上限値 32℃を設定しているが、不確かさを-25℃ (-1044.J/kg) を下限として設定した。

 が 24 BWR 向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。

 デ・デル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。

 保守性に含まれる。

 保守性に含まれる。
 100 (2/2)REDYにおける重要現象の不確かさ等 第1.4.6表 デモデル ほう酸水拡散 モデル 格納容器モデ ル 給水系モデ 重要現象 ECCS注水 (給水系・代 替の注水設備 含む) ほう酸水の拡 散 サプレッショ ン・プール冷 却 分類 原子炉圧 力容器 (迷がし 安全弁含 む) 始 原子炉納容器

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
		第1.4.7表 SCATにおける重要現象の不確かさ等 がし、 加力分布 出力分布モデル 人力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ビークに基づく軸方向出力分布 を投充的に入力するため、 無料を理管値は高く評価される。 を移っている。 無料をでは 一般 がはでは感染であるに入力するため、 過速的な選移の機能の燃料被覆管温度は高めに評価 数度管 キャップ 価される。 素板をディル 解析コードは燃料棒表面熱伝達をおおむな保守的に評価する相関式 (修正 面熱伝達・デル、 解析コードは燃料棒表面熱伝達をおおむな保守的に評価する相関式 (修正 の取引1-tohenow 対)を発用してことに加えて幅射熱伝達を無限しているため機 料機運移 海腸運移評価・入力条件に含まれる。 解析コードでは高機速移が生じやすい条件として、初期条 有や重極が関限MC PR となるパンドル出力、パンドル電量とし、SLMC PRを 基準に適應があり落まるがは、 解析コードでは高機運移後の整定をおおむな保守的に評価する相関式 (修正 を対しているため、機料 がで、 気液熱非 熱伝達モデル、 解析コードでは高機運移後の熱伝達をおおむな保守的に評価する相関式 (修正 が高期) 平衡 対チェットモディ 解析コードでは高機運移後の熱伝達をおおむなるに評価するといるため、機料 数値で適應をデルム。 解析コードでは高機運移後の熱伝達をおおむな保護を開展するといるため、機料 数値で適定はおおなるに溶を関係を使り機能を対しているため、機料 数値を発展とない数っても機体機関管温度におおさながのに評価する の。このため、機料機関管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむな保守 的に取り扱っているとしてよい。	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

							自 <i>効性評価の基本的考え</i> / 4 号炉							泊多	论電列	所3号炉						女川原子	力発電所 2 号炉	i			差異の説明
(現象の不確かと等 (1/5) 不確かさ 入が他に含まれる。	TMI 帯放解析におけるが心とートアップ時の水素発生、炉心鎖域での発験が度状態について、TMI 事故分析結果と一致することを	# 1	まることを想定し、仮想的な難しい振り幅ではあるが、ジルコニケム一木反応度強度の係数を2倍とした態度解析により影響を確	認(代表4ケーブプレントを展了した。)。 ・SBO、LOCAソーケンとでもに、動馬収益作の気点となる および数を目的は他にて非過ぎエネ・	***	「ECCS再循環機能喪失」では、M-RELAP5よりもが心臓出を認めに予想しる情報があっては、M-RELAP5よりもが心臓出を過ぎることがある。これを不確かさとして限り数	う。M RELAPらはから離出予断について保守的な描向となることを確認。 ることを確認。 ECCS 再発機切除失敗点がの形心を能えるがおけ無数にすう 単、ECCS 再発機切替失敗点がの影響による合却は衝散に作う から代数につかま。から形の光線をは、よる合却は衝散に作う から代数につかま。からから、下半ずがついては、M-R ELAF15と同様な罪来があられていることを確認。 英国無所等階級の年本本権をM-RELAP5とりをおに罪価する、 が、周コートの指揮があっていることを確認。 が、周コートの指揮が超っつ数出エネルキーから 収集 651 名称 解析型は200点はセオシでありM-RELAP5の登集を136 を136 解析表も観光を作に用いることの影響は確認を30ことを確認。 算法表も異常者にあっている。200 第161 を136 を136 第162 を136 第162 を136 第163 を136 第163 を136 第163 を136 第163 第164	なることを確認。	MAP における重要現象の不確かさ等 (1/5) ************************************	入力値に含まれる。	NI 等格解析におけるが心ヒートアップ時の水素発生、炉心密域や び溶影道展状態について、NII 事体がが指集と一歩することを確認。 このでは、MII 事業があれば無火ーがあった。	PP-DT-N-アダノ推奨、(SPF表質要用を開催にも発生) かき共 できながに、仮想的な様し・策り権ではあるが、ジャココウム トネ反応進度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認(代数	4.4ーププラントを倒とした)。 *SBO、DCA ツーケンスともに、通転要集件の配点となるがら溶験 の開始時刻には影響はテさい。	・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスしながってにます。 55.00 アンコール はいちゅんにはか	CLAFO 14 万年まつ。LUCA アーケフィン CLAFO 30 45年まつ。 CCC3 再構機機能等としては、N-RELAPS コードよう 6 54 54 64 64 64 5 6 7 5 7 5 7 5 7 5 7 5 7 5 7 5 7 5 7 5	コードはから銀田子園のシスキュラースがあった。 コードはから銀田子園について保守的た関南となることを確認。 ECS 再発展り軽失い値前の存心領域とグウンカマの保有水量、ECS 再編集り替失い後の砂線熱によった力が対対数化に中ラロルが低下の 通来、から呼のボイドキ子園については、14年LRA コードと同等な 計・RLA ラロードと同等な 計・RLA コードより多がに下降者でしてと確認。これにより両子母 高等容配エウを使めに評価するが、両コードの解約容器への放出エ ネルギから見積ももれる経過容器に力の強は強かであり、14年RLA コードで、MAP コードの計算結果を領界条件に用いることの影響は 軽微であることを確認。また、14ELA5 コードは呼の機能は 軽微であることを確認。また、14ELA5 コードは呼の複単す過ごっ いて保守的公園のとなることを確認。	OBJECT OF THE PRINCIPLE	入力値に含まれる。 注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 態度解析により流動抵抗 (圧制) の態度が小さいことを確認。		要現象の不確かさ等 (1/4) エ語か。 ************************************	So. Taper G	中介 TM1事故権所におけるからヒートアップ時の未様メス発生。から関核での溶療達康状態について、TM1事故分析結果と良く一致することを搭移した。 いて、TM1事故分析結果と良く一致することを搭移した。 は、DM2を対象解析における。数年被報告。最優異なびチャンネルボックスの温度数化について、 報告データに良く一数することを構造した。 がらエートアップ運促の集団 保護者能力を指定、放送的公案し、成り相ぐはある が、ジルコロVA、大成形1.OCAケーケンスともに、から続発の開始物量の必要を構造した。 ・TOUV、大成形1.OCAケーケンスともに、から洗練を開始の多数にからい。	下部プレナムへの溶験が心体行の開始時間は、ほぼ変化しない。 いり及び中央版にOCASーケンスに対して、MAAPコードとSAFERコードの比 行い、以下の側向を繰出した。 MAAPコードではSAFERコードで多能しているCCFLを取り扱っていないこと等 から、本位変化に溶媒がまじたものの、本位底下層はMAAPコードの方が大きく、解析 コードSAFERTは「保険がある」、本位成下層はMAAPコードの方が大きく、解析 本の表の手を表していまった。	らの後輩は、設計値に基づいて計算される。	n [®]		
第1.4.6 参 MAAPにおける重要現象の不確から等 解析モデル がたモデル (原子伊田人及び静療制) 入力値に含まれる。				溶離好心率動モデル (知心ヒートアップ)		が心モデル (が心木位計算モデル)	1.次治部がモデル (1.次治療・デル ル) 微末力モデ	1次治却系モデル (1次治却系被指モデル)	第6.4.6表 MAPにおける重要 ************************************	からモデル 原子が出力及び遊嫌熱)		が心モデル (好心熱水カモデル)	溶験が心準動モデル (炉心ヒートアップ)	,	からモデル (から水位計算モデル)	3		(1 大系破損モデル) 安全系モデル (ECS) 安全系モデル (蓄圧タンク) [第1.4.8 表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (1/4) ************************************	好心モデル(原子が出力及び前 入力値に含まれる	(炉心熱水力)(炉心熱水力)(炉瀬軸モデル(炉)	・ 下部 テレ デル(が心水位計算モデ TQ U X及び中 機を行い、以下 ・ MAA A D T から、水位 から、水位 から、水位 に 上 MAA P D T N N N N N N N N N N N N N N N N N N	容器モデル (破断流 遥がし安全弁か	(安全系モデル(非常月折心治却 入力値に含まれる) 5 高) 安全系モデル (代数注水設備)	2	
第1重要現象 第1	燃料棒內温度変化	the set of the sec of the set	指女者 英国 潜伏性	燃料液圈管酸化	熬料被覆管变形	渉騰・ボイド半変化 気液分離(炉心水位)・対向流	(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	構造材との熱伝達	第6.	単文公本 売級幣	燃料棒内湿度变化	燃料棒表面熱伝達	燃料被獲管酸化	燃料被覆管変形	治職・ポイド半校化 気液分離(かぶ木位)・対向液	20日 (大学など) ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** **	機治は上の執任達			F	加速器 知込モデス	2 相	海疆·并不平单变化 好心中所有效使 (安心中所) (在) · 對兩院	冷却材放出(編界 原子炉圧/ 流・差圧流) モデル)	ECCS 住水(輸水 安全系モテ 系・代替注水設備含 系) む)		
かを存む			命令の	CLE STORY OF THE S		(単編集)	1 次 元 宗 宗			100			<u>-</u>						-	Jaco.	7.4	存令			伊圧力容器 安全非合む)		
										が存む。		マル	(報)		(海海(紫)	1. 沃州											

6 重七重地等への対処に係る推置の右効性延備の其木的考えた

重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方	秋于: 記載衣苑、	
大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉	差異の説明
第 1.46 表 MAAP に CC S) 不確かる等 (2 / 5) な全系モデル (岩圧ケル (E CC S)	####################################	
表 MAAPにおける重 解析モデル 塩全系モデル (毎圧をフン) 安全系モデル (毎圧タンタ) 1 次合類系モデル (加圧器モデル) 原子単格維容器スティル (原 原子甲格維容器スティル (原 原子申格維容器スティル (原 原子申格維容器モデル (原 原子申格維容器モデル (原 原子申格維容器モデル (原 第五年年 (格 表発生)	解析モデル (加圧器モール) (加圧器モール) (加圧器モール) (加圧器モール) (加圧器モール) (加圧器モデル (加圧器モデル (加圧器モデル (水業発生) (水素発生) (水素を発生) (水素発生) (水素	
か (本)	な	

3. 重	大事故等への対処に			的考え方		1770.00	所3号炉 1	11//31/IIII PO	較 表 r.4.0					緑字	:記載表明	見、設備名称の	の相違(実)	質的な相違なし
	J	大飯発電所3	/4号炉		-		泊発電所3号	炉					女川原	[子力発	電所2号	炉		差異の説明
MAA F におり 5 肌 交先来ジナ部 は さ 4 3 / 3 / 3 / 8 解析 モデル 不確かま	TAI 事故解析におけるが心損傷等動について、TAI 事故分析結果 と一数することを確認した。 リロケーションの進展が与まることを想定し、好心崩壊に重る国 現を下げた場合の感気解析により影響を確認(代表 46ーププラ ントを倒とした)。 ・下部プレナム・ヘのリロケーション後の原子が第の凝損時刻 は、SBOシーケンスの場合約 28分、LOCAシーケンスの場 合約 3分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な験しい条件を設 定した場合の結果である。	原子中容的内下 C Lに影響する項目として「デブリジェット径 (好心部の下部クラストの被担口径)、「Ricous Spaldingのエント レインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして 思度解析を行い、いずれについても、1次治却杆圧力の融密的な 変化に対して影響はあるものの、原子が影響機制略点での 1次治 単移圧力に対する態度はからいへ、原子等器機構解点での 1次治	TAM 事故解析における下部シットの温度等動についてTAM事故分析結果と一張することを確認した。 下部プレナルでの溶験が心勢伝達に関する項目として「溶験の心と上面オブールとの熱佐道に関するイランとして態度解析を行い、「不存む解析関係の反復構造製」をパラメータとして態度解析を行い、「不発展が上が上でして態度があたいことを確認した。また、「溶験がひと原子が容器回の熱伝達」をパラメークとして態度解析を行い、「次合物材圧力及び原子が容器回り	原子が容融被指に影響する項目として「計量用案内管耐接部の破損却に用いる最大電泳(上)・2を(値))をパラメータとした場合の 施度解析を行い、原子が容器確如時間が5分早まることを確認。 ただし、仮想的な能し、条件を与えたケースであり、実職解析へ の影響は小さいと判断される。	MAP における重要現象の不確かさ等(3/5) 解析モデル	TMI事故解析における炉心損傷等動について、TMI事故分析結果と一 数することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度 を下げた場合の感度解析により影響を確認(代表 4ループプラント を倒とした)。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の機構等別は、 SBOシーケンスの場合約 26分、LOCAシーケンスの場合約 3分、そ れだれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結 果である。	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径(炉心 路の下部クラストの機相口径)」「Ricout-Spalding のエントレイン メント係数」及び「デブリ粒子の径」を小ラメータとして態度解析 を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過速的な変化に対し で影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1 次冷却材圧力に対 する感度は小さいことを確認。	TMI 事故解析における下部~ッドの温度革動について TMI 事故分析 商業と一致することを確認した。 下部プレナスの必確を合。動伝達に関する項目として「溶離声む と上面水ブールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、 原子が容器破損割合及び破損時刻に対して感度がかさいことを確認 した。また、「溶離与と原子が発調の整成活動」をパラメータとし て感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子が容器機削削に対し 下感度がかさいことを確認	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損 判定に用いる最大盃み(しきい値)」をペラメータとした場合の感度 解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認、ただし、 仮想的な酸しい条件を与えたケースであり、契機解析への影響はハ さいと判断される。	MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (3/4)		ロケーションの海膜が早まることを想宜し、が心ノード路線のパマメータを低下させた過度解析により影響 雑誌した。 ・・アロリア、在衛町LOCAシーケンメともに、炉心液薬時刻、原子が圧力按鍵液指射剤への影響がかせい ・・よみ細胞・本	ことの確認した。 原子市圧力管理内FC1に影響する項目として落職ジェット艦。エントレインメント保険及びデブリ粒子後を カラメータして高度解析を行い、いずれについても、原子が圧力容器機能時点での原子が圧力に対する感度 コエル・エカが201		TNI等核解析における下部プレナムの温度等態について、TNI等核分析結果と良く一張することを確認した。 下部アレナス内の溶酵がも下面水ブールとの面の原料熱流域、下部プレナスボャップ原製像に毎の係数に対 下の高度解除を行い、原子的圧力容器液固砂料の多葉造版に対しる影響がからいことを確認した。	原子が圧力が基準がに影響する項目として指導体影動機構 <i>いのジング溶液部の</i> 統単的空に用いる能大むする。 (しきい値) をパラメータとした感度解析を行い、原子が圧力溶解機制等が約19分をまることを確認した。 ただし、仮想的な優しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。 が心外のジルコニウムー本反応による本業ガス発生展は、TMI事業解析を通じて分析結果と良く一致することを確認した。	PHEBUSーFP実験解析により、FP放出の関始時間を良く再載できているものの、燃料液管室度を高 めに評価することにより、急致なFP放出をすずは果となった。ただし、この原因は実験における小規模な好 心体系の機能によるものであり、実験の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	
解析モデル	溶機が心が動モデル (リロケーション)	溶離炉心等動モデル (下部プレナムでの 溶離炉心等動)	溶液が心 、 下部 ガントナムでの が繋むた。 体験で、 ・ が	溶離却心率動モデル (原子炉容器破損モデル)	AAP における重要現象 解析モデル	溶験炉心準動モデル (リロケーション)	容融炉心準動モデル (下部プレナムでの デブリ挙動)	溶酵中心単動やデル (下間ブレナムでの 溶離炉心体態)	溶腫炉心楽動モデル (原子炉容器酸損モデル)		F -	7 22 49	断 、 t	はならい 一万 労働者 した。				
元 1.1.0 次 田象	, , , , , , , , , , , , , , , , , , ,	21 (容融炉心 (子熱伝達)	での溶離が心の熱	が一般を	第6.4.6表 M	旋)			(2)	第1.4.8表	解析モデル 溶験が心の準動モデ	N	溶験からの呼動モデル (下部プレナスか	0.3 FOR 1802 ST 42.0 S	容機切心等動モデル (下部プレナムでの 容離炉心等動)	容徹的心準動モデル (原子炉圧力容器鏡 損モデル) 格納容器モデル (水 素ガス落生)	核分裂生成物(FP) 等動モデル	
重要更	Ju7-	原子炉容器内FCI(溶離炉心 細粒化、デブリ粒子熱伝達)	下部プレナム・ 伝達	原子が容器破損・溶離	重要現象	リロケーション	原子炉容器内 FCI(溶離炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	レナムでの溶離炉心の熱	原子炉容器破損、落		重要現象リロケーション	構造材との熱伝達	原子炉压力容器内F C I (溶磁炉心細粒	ILJ 原子炉圧力容器内F C I (デブリ粒子熱 谷油)	下部アンナイたの非難がよら数位品	原子炉圧力容器酸損 放射線水分解等によ る水素ガス・酸素ガ	A 2000年 第子年圧力容器内下 P 等數	
分類		原子哲 容器 (炉心	後(後				原子炉化、水	下海	W.		分類	-	***	(機場)	容金弁含む)		1=-	
_					分類		原 存 報 (行 心	遺の後後						and setting	1 NC 'V BEAL TO			

6 重七重地等への対処に係る推器の右効性延備の基本的表え方

重大事故等への対処に係大飯	発電所3/4号炉				泊発	電所3	引炉				女儿	原子力	発電所 2 号炉	î		差異の説明
NAAPにおける重要現象の不確かさ等(4/5) 解析モデル 原子が容器外下C 1現象に関する項目とて「原子が下部キャビ ティ本派」、Racou-Spalingのエントレインメント係数、「デブ リセテの後」及び、原子が再発機制でした「四二、体験が路線 間防止の「原子が正力容器への溶機性制でして同して、体験が路線 相防止の「原子が正力容器への溶機性制でしてより生む。 ネキビティでの溶機中心 日本がに感性解析を行い、原子が存出により生む。 ネキビティでの溶機中心 日カスパイケーの影響の観点で、「原子が正本ヤビティ本版」及 び「Racou-Spalingのコントレインメント体験」に関して、体神 容器療用防止の「溶機がた、コンクリート相互作用」の事象をベースに感性解析を行い、成イヴィの容易の調度の、ロインメンタントを検験、に関して、体神 容器療用防止の「溶機がた、コンクリート相互作用」の事象をベースに感性解析を行い、Marcou-Spalingのコントレインメントを検験、に関して、体神 高端をからないことを確認	MCCI現金への影響の場点で、格納炸器機能的止の「溶離炉 心・コンタリート相互作用」の事象をペースに態度解析を行い、 信仰手下部セディ本版。及び「Roue Spading のコントン インメント係数」及び「本一溶解砂心間の発伝道体像」に関い て、MCCIによるコンタリート侵食量への態度が小さいことを 電源。「発酵の心のが立り面積」に関いて、再手件下部キャビティ 構造。例 MIO をかかがり 画面 に関い、 不順数の MIO をお即載とし、第下単元なして拡がり面積が拡大 する条件を設定した場合に、コングリート侵食剤をは割 18cm とな	3. 14. 10. 50. 19. 10. 19. 19. 19. 19. 19. 19. 19. 19. 19. 19	合の溶験が心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート 役食率動について妥当に評価できることを確認。	○ 大幅から等(4 / 5) 不確から	原子が容器分下に現象に関する項目として「原子が下部キャピティ 本演」、RicourSaldingのエントレインが大洗験」、「モグリ 他子 の信」及び「原子が器器植口を」に関して、格が器器術間ない 「原子が王力容器外の溶離燃料ー 治却材相互作用」の事象をベース する機成解析を行い、原子が器器料ー治却材相互作用」の事象をベース な」のの機度が大さいことを確認。 、	XI 現象への影響の概点や、格神労組織推防にの「溶響がら・コントを直圧用」の事象をヘースに感覚維修を行い、「四十岁下器 リート抽互作用」の事象をヘースに感覚維修を行い、「四十岁下器 ナピッチ 水探説、Ricou-Spalding のコントレインメント原教」及 「木・浴薬がら肥の熱元薬を表」に関した。第CXI ホスコンクリ	ト級食量への過度がみないことを確認。「溶棄がむのはがり面積」 関した、原子が下部キャアティ疾症傷の約 1/10 を初期値とし、 下量になってはがり面積が対大する条件を設定した場合に、コン には、これには、	- 中央政策の正対 New 力を入りを確認。 いたのグ・メイター ついてコンタリート政党に対して乗した条件を照け合われた場合 コンタリート政党に対して乗した条件を照け合われた場合 コンタリート政党に対しるできり、維持的な政策が出口がいてい 選集、第121によって発生するを発き加えられた。 機能的存廃差が解 の水業維御氏に6025年度(ドライ条件機関)であり、米非池県路	商(PAR 及びイグナイタ)による処理が可能なレベルであることを確認。 作品の及びSIRC 実験解析より、溶験がも複質状態が既知である場合の 溶験がひとコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート役食等 動について受当に評価できることを確認。	東の不能から等 (4/4)	モンチェロン・スネーが乗っら出コのフェイグアン・アメントを受えてアン・カルカン・アーンのトロス発揮を行っ、原子を圧力を接条と C L によった中口の圧力スペイク~と感覚だらない。17.か 機器の行う	溶療所もの割がり実験や評価に関する地域に張っる地域に振った。 停下した溶験所らは水上金貨に均ってはがあると創定される。 ただし、単種形状の手振から活動にされるため、銀ヴアウントのペデスタルの形状や参加水粧りの水腫からを設立 えて、並がりを認識した設度維持等の取り扱いを行うことが適切し考えられる。	MCC I 現象に関する不確かきの要因分析より、コントンインメント搭数、上面整度表及び搭載フールからクラストへの整成造版数をベラメータとした感覚解析を行った。詳細の結果、コンタリート投資版に対して上面総定表の最近が支援的であることを構築した。また、上面影演表を下限値じした革命でも、コングリート投資能が、25.5m 程度に対することを確認した。また、上面影演表を下限値じした革命でも、コングリート投資能が、25.5m 担定の高度解析は、設定される確認した。	ACE 実験権所及のTRAIN TARGET (1997) が発生による。 FOGE 実験権所及のTRAIN TARGET (1997) が発生に対している場合の指数中心とコンタリー FOGE MARCHT (1997) コンタリー大発作等について発生に対してあることを構造した。 実験で確認されている接近の大均一性については、実験における技術のぼうのきがMAAPコードの子部技術 の20%の範囲内にはまっていることから、上部熱策や発度に比べて影響が小さいにを確認した。	PHEBUSードP変融解所により、FP版出の開始時刻を良く所見できているものの。都特徴確容温度を痛めに 評価することにより、後期などを投出を示す。ただし、この別は実際における小規模ながら体派の 搭紙によるものであり、実施の大規模な体派においてこの種の不能からは小さくなると考えられる。 ABCOVと実験解析により、特許存認内のエアログルは存録機を通正に評価できることを確認した。	
数 NAAPにおける面解をデル 解析をデル 解析をデル 溶離が心準動をデル (原子下部キャビティでの溶離が 準動)	大圏 クダー 海番・アー (国土	上間キャアナイの投票をひか響きな		6 表 MAP における重要現象の不確かさ等 (4/5) 解析モデル	原 ・	ON V + D	1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	お願望ら体製トイア (原子音) 下部キャアアイたの容骸与心 ; ・	服 潔 V 公 会	MAAPにおける重要現象の不確かさ等(4/4)	4.1-2.4-4.4-4.4-4.4-4.4-4.4-4.4-4.4-4.4-4.4	常徹市心の拡がり実験や評価に関するま ただし、堆積形状の不確かさが想定され えて、並がりを抑制した感度解析等の1	MCC I 現象に関する不確かさの要因がトーの熱伝道係数をパラメータとした。 高度が支配的であることを確認した。 理解に対することを確認した。 上記の感覚解析は、認定される範囲で能したのののコンケーにの表現がある。	ACE実験解析及びSURCー共動 トの伝説及びそれに作うコンタリート教験で確認されている侵食の不均一性1 の20%の範囲内に収まっているほかのより	PHEBUS-FP実験解析により、F 搭値することにより、急激なFP放出を 低低によるものであり、実験の大規模7 ABCOVE実験解析により、格前官3	
第1.4.6 表 重要現象 原子が容器外FCI(溶壓が心 溶 補配化、デブリ粒子熱伝達)	原子が下部キャビティ床面での 溶験がんの数がり 溶験が心と原子が下部キャビティボの 容離が心と原子が下部キャビティボの伝統	容離がむとコンクリートの伝語コンクリートの保持コンクリート分解及び非結縮性	ガス発生	第 6.4.6	劉 (東)	原子炉下部キャビティ床面での 溶離炉心の拡がり	容融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	容養がひとコンクリートの伝教	コンクリート分解・非磁縮性ガス発生	第1.4.83	ボーンエンチョント (新春の) (新春の) (1 (新春の) (1 (1 (1 (1 (1 (1 (1 (1 (1 (1 (1 (1 (1	年 株	発展する心を発発器できたり元素ではアイーを大り元素	コンクリト分解及	容器內下 核分裂生成物 (FP) 等動モデル	
分類	原格 在 在 (全) (多) (多)			分類		原十四 布 中 時 時 時 時	17/11/1	姫	7 7	細	(E) (R) (R) (C) (F)	格割容易の影響を	容徴がん下部プー	溶験が心と 一トの伝熱 コンクリー ひ非凝縮性)	発子なる 日本教	
							***			旗杉		经外局	李章体结(E·今查验)	(東京)		

事故等への対処に係る措置の有効 大飯発電所 3 / 4	1号炉		泊発電所	3 号炉	女川原子力発	電所2号炉	差異の説
-	動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶験後知に影響する項目として「炉心からのFP®1 放出速 度」を低減させた場合の態度解析を行い、原子炉格納容器上部区画 の希ガス量への影響は小さいことを確認。	MAAPにおける重要現象の不確かさ等(5~5) ^{無折キテル}		7.000のでは、100mのでは、100mの10mの10mの10mの10mの10mの10mの10mの10mの10m			
第1.4.6表 重要現象 1次系内FP ^{参1} 举動	容器 (((位 へ) を	第6.4.6表	1次系内核	後) 核分裂生成物 原子炉 格納 第二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十二十			

大飯発電所 3/4号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
第 1.4.7 表 GOTHICにおける重要現象の不確かさ等	第 6. 4. 7 表 GOTHIC における重要現象の不確かさ等 解析モデル 保存式、流動を模擬する 排破式及び相関式 非磁格性オラル 素は電子アル 素は電子アル 素は電子アル 素は電子アル 素が端モデル 素が焼モデル 素が焼モデル 素が焼モデル スクイメリンスキーム 素が焼モデル 素が焼モデル 素が焼モデル スを使用(組込製差約の流動と同じ。 実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価 大者ケイタによる エルアーンの対象を同じ。 実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価 大者ケイタによる エルアーンの対象を同じ。 実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価 なる相流モデル スを使用(組込製差約の流動と同じ。 別の後もなる。 コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0. 5%、 温度で 1. %。	第1.4.9 表 A PE Xにおける重要現象の不確かさ等 解析モデル 一点近段動枠性モデル (が出力) 核定数は二次元体系の存むを全間効果 れる。 参考慮し、大元 (R Z) 拡散モデル エンカルビステップの進行に与う相対 カビーキング最近は多線内が発出して設定し さらに局所出 エンカルビステップの進行に与う相対 カビーキング最近は多線内が発出しているこ 上から、出力分布後でき考慮 出力分布度化を考慮 出力分布度化を考慮 出力分布度化を考慮 出力分布度化を考慮 ドメック 及び制御棒を乗しているこ 上から、出力分布度化の子標かさは、NISTRAL 顕昇統策との上較から に対力を成化で考慮 素的見製は所熱、ボイド反応度フィードバック効果は、ドメブラ反応度フィードバックの不確かさは、NISTRAL 顕昇が策との上較から に対力を成化を考慮 に対力を成化を考慮 に対力を成化を考慮 まから、出力分布度化の不確かさは、NISTRAL 顕昇が策との ドバック効果は考慮しない 動物性計算では外部入力 も %であることを確認した。 動物性計算では外部入力 中内域制分が、にはいまりに対しのより 素質を存むする。 素質を発生を存する。 素質を発生を発生を表している。 素が高を手が、 単端であることを確認した。 素が電をデル 単端では、10xx-1のを含ましている。 素が高を含ましていた。 大バシクルには、10xx-1のでは、10xx-1のであるために出力よりがで が高速を通じている。 素が高度を引していため、表慮しない。 「ないため、考慮しない。 本線を通じての表面器がはは原料系流域に対して充分小さくなっている こから、海像では、10xx-1のでは、10xx-1のでは、10xx-1のでは、10xx-1のでは、10xx-1のでは、10xx-10x-10x-10x-10x-10x-10x-10x-10x-10x	
重要現象 区画問・区画内の流動 構造材との熱伝達及び 内部熱伝導 スプレイ冷却	重要現象 医画間・区画内の流動 構造材と熱伝達及び内部熱伝導 ネプレイ冷却 水素処理	(権分裂出力 権分裂出力 権分裂出力 担力分布変化 因力分布変化 ファカ泉 別御棒反応度カィードバック効果 一	
及	次 原 存 谷 序 德 瑞		

大飯発電所3/4号炉	泊発電所 3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
第1.4.8 表 COCOにおける重要現象の不確かさ等 不確かさ ヒートシンク熱伝達モデル 第1.4.8 表 COCOにおける重要現象の不確かさ等 モートシンク熱伝達モデル 適用することを確認。 評価することを確認。 評価することを確認。	第6.4.8表 COCOにおける重要現象の不確かさ等 解析モデル Eートシンク熱伝達モデル 用することで、原子炉格納容器内外囲気速度についてはピーク圧力を約1.6 倍高く、原子炉格納容器内外囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。		
分類 重要現象 原子炉 構造材との熱伝達及び 存締 内部熱伝達	か類 原子炉 格約 ・構造材と熱伝達及び内部熱伝導 容器		

6. 重大事故等への対処に保る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉	差異の説明
	# 2	
	本本 本本 本本 本本 本本 本本 本本 本	
2		
スる 画 販 現場	現場 2 2 2 2 2 2 2 2 2	
1.71 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 (2 / 3) 2 次各 場 全交流動力原子炉機 原子炉 1 次合 場 上 の	糖子の の を を を を を を を を を を を を を	
(1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	2 元 名 元 元 元 元 元 元 元 元 元 元 元 元 元 元 元 元 元	
5 直大本 一夕 5 重大事故に 7 原子市籍機 5 重大事故(5 年 大		
	新年 19 19 19 19 19 19 19 1	
1.1. 英 評価項 2. 次の原子的 2. 次の	(1.1 表 評価項	
(運転) 2000	(通転中の原子和によりで	

	大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
2000年10日 1970年12日 1970年12	155 mm			
19	がイバス	スイバスス	トイパス 1. OCA) 特職政 カ	
1985年 19	4 本発音 カースターインターインターインターインタース I L O C A 様 技術 破	を	本	
# 1.1.2 を	() () () () () () () () () () () () () ((S.23) (S.25)	- 12 - 12 - 12 - 12 - 12 - 12 - 13 - 13	
# 1.1.2 を	を C C S S を を を を を を を を を を を を を を か を か を	(3) 後		
(選集中の)	N.がある事 開発子が停止 開発子が停止 開度	がある事務を与れて を発表を を を を を を を を を を を を を を	が響を与える () () () () () () () () () ()	
第価事象 (運転中の原	田 るおできない できない ない はん	1 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1	に有意な器 原本地位に 原本地位に 原本地位 原子中に 原 原子中に 原 原子中に 原 原子の になるペラク	
2次個小な変化・ドライアウト 2次個小な変化・ドライアウト 2次個水位変化・ドライアウト 2次個水位速度の内部熱位速 2次個水位速度の内部熱位速 2次個が銀化 2次の分 2、2次個が銀化 2次の分 2、2次個が銀化 2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2、2		・	4 (4) 女 一 夕 (4) 女 (4	
(運転中の)原	中における画 全交流動力 電源要夫 2 上力 日本 4 日本 5 日	11となるバラ おける順大 おける順大 を設飾り 瀬炭井 治 神様	項目となる/ 医性の原子症 医療失 医療失 医療失 子がほか 7-がほか 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0	
	(中の)原子名 (中の)原子名 (本) から) から) から) から) から) から) から) から) から) から	評価項目	ma メ M m m m m m m m m m m m m m m m m m m	
1次億・2次億の整 2次億条 2次億条 4	(運転 選上流) イブウト ・補助給 ・補助給 ・指りによる がかたよる がからは利	(6.7.1) (1	第1.7. ABE - 6 Ball - 6	
	物理現象 ・ 1 次個・2 2 次個 2 2 次個 2 2 次個 2 2 次個 2 2 2 2 2 2	評価事象 特理現象 特理現象 計划材放出(臨界流・3 4:1 2次側水位変化・ドライ 2次側結水(主給水・補 4:1 区画間・区画内の流動 気液界面の熱伝達 大型大力・イカ場・1 区画日・区画内の流動 を対するが等等可能 格納等器再係 指面 1 2 2 2 2 2 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3 3	評価事象 特別現象 合和財牧佐川 中プレプセンョン・ 気度が面の熱伝達 構造材との熱伝達 保機 保機がイルタ た 株実力 スティー 株実力ス発生 株成ガス発生 株成ガス発生 株成ガス発生 株成ガス発生 株成ガス発生 株成ガス発生 株成ガス発生 株成ガスを ドー 作品を 大した場合には十 第二十 株成が ドー ・ ドー ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	

里八 争似 守へい刈り		飯発							- 22	,	, , , , , ,					泊	発電	所3	号炉	î								女	川原-	子力	発電	所 2	号 号	戸						差	異の	説明	
	日食量			0	0	0	0	0	1 1	1	1		容融炉心・コンクリート相互作用	7 1 1 7 7 1 1	侵食量	1 1	1	0 0	0	0 (0 1	1				溶験が心・コンクリート相互作用	コンクリート侵食量		1 1	1 1	0 1	0 0) 1 (00	110	0 0		1					
#	木素濃度	1	1 1	0	0	0	0	0	1 1	1	1	E	水素燃焼		水素濃度	1 1	1	0 0	0	0 0	0 1	1	1 1			紫桃 焼	素養原		1 1	1 1	0 1	00	1.0	00	1 0	0	E 1	1 1	光學				
事を与える (1/4) 京子炉圧力容器 木の溶験燃料ー 舎却材相互作用 雨子炉板軸変数	原士炉格赖谷裔 压力	1		0	0	0	0	0	1 1	1	1	5 1 / 4)	(子炉圧力容器トの溶融燃料ー き切材相互作用	原子位格納容器	压力	1 1	1	00	0	0 0	0 1	1	1 1		子える重要現象	5) 子炉圧力容器外の 本 融燃料ー冷却材相 作用	子炉格納容器圧力 酸		1 1	Ī I	0 1	00	0 1 0	00	1 0	0	ii i	1 1	425				
- 夕に有意な影響 ける重大事故) 南圧溶離物放出 B 大・移軸容器雰囲 気直接加熱	1次冷却材压力	ı		0	0	0	0	0	1 1	ī		タに有意な影響を与える重要現象 る重大事故) (1/4)	高圧溶融物放出 ア格納容器雰囲 タ 気直接加熱 音		1次冷却材压力"	1 1	1	00	0	0 0	0 1	1	1 1		タに有意な影響を	□ 五 八 寺 政/ □ /	(子炉压力 原		1 1	I J	0 1	0 0	0 1 0	0 0	1 0	0	1: 1	1	Hとなるハフメータに				
 詳価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (1/4) 雰囲気圧力・温高圧溶験物放川原子炉圧力容器 度による静的負/格納容器雰囲外の溶離燃料ー 質(格納容器過気直接加熱 冷却材和互作用 圧・適配機制) 由 所知機構要別 	原土が倍割等部 圧力及び温度	1	1 1	0	0	0	0	0	1 1	ı		となるペラメータ の原子炉におけ	雰囲気圧力・温度・適圧溶験物が出。原子が圧力容器 による静め負債/格勢容器雰囲外の溶験燃料ー (格 約 容 器 過気直接加熱 冷却材相互作用	压·過温被損) 原子后格納容器	圧力及び温度	1 1	1	0 0	0	0 0) I	1	1 1	5 現象 (重要現象) にい現象 まれる。	ヨとなるパラメー	(東京インフルーアデームを1) ク重人を10人 (17年)	損)原子炉格納容器圧力 原	及び温度	1 1	I I	0 1	0 0) 1:0	0 0	1 C	0	18 1	and an analysis of the second	ï				
第17.23 評価等級	1		◇ 区心及衛還効果該 創御棒効果				然料被閱管酸化		が ・	流 気液熱非平衡 動	 ○ I圧力損失 ○ I評価項目となるパラメータに有意な影響を与える景象 □ : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 注)※1: 繋折コードの不確かさは繋折入力値に含まれる。 	7. 23	% 海坦盐		NAC BELLING THE		核制御棒効果	所據熱等1 一級科権の選集が小	の	終 额Þ被覆脊髓化	解社教養自後方 が 実験 ボイン・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	か 気液分離 (水位変化)・対向流	流 気液熱非平衡 動 圧力相条	○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象) 一: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 注) ※1: 解析コードの不確かさは解析人力値に含まれる。	第1.7.2表 評価項目	多來到差		$\overline{}$	核分裂出力 好 出力分布変化	○ 反応度フィードバック効果練 制御権反応度効果	加級数 三次元効果		A SHARE OF THE STATE OF THE SHARE OF THE SHA		-	(A) (A)	(新) (公演數非平衡 (3) (日本語中	三次元効果	3項目となるパプメータに有点な場象を与える影響				

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所3/4号炉	泊発電所 3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
溶離炉心・コン グリート相互作 コンクリート 侵食量 	溶験Piの・コンク リート相互作用 コンクリート 侵食量 		
製 製	照 ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** ** **	条	
事を与える重要 (2 人4) (2 人4) (2 人4) かの溶離燃料ー 治均材相互作用 原子炉格輪容器 圧力 ー	2-5-4-2-5-重要現 (2-7-4) 第子を圧力容器 かの溶離燃料ー の容を 原子が格納容器 圧力 ー ー ー	(2/5/5/五変現(2/5/5/五変現(2/5/5/五変現) 原子が圧力等器外の 部種燃料ー治却材相 正作用 原子が経過等器圧力	
- クに有意な影響 - クに有意な影響 高圧溶腫物な出 高圧溶腫物な出 が配接加熱 	1. (1. 4) 意な影響を 5 重大事故) 6 重大事故) 6 重大事故) 7 権約容器等 囲	- タに有意な影響 (1) は3 直大事故 (2) (2) (2) (3) (4) (4) (4) (5) (5) (5) (6) (6) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7) (7	
	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象 運転中の原子がにおける重大事故	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象 (運転中の原子がにおける 直大事故) (25分 重要) 名 (25 年) 名 (25 年) 名 年) 名 年 (25 年) 2 年) 2 年 2 年 2 年) 2 年 2 年 2 年) 2 年 2 年	
第1.7.2 表 評価項目となる (運転中の原子 (運転中の原子 (運転中の原子)	第 6.7.2 表 評価項目となるペラメー、 (運転中の原子がにおけ) (運転中の原子がにおけ) (格 約 容 器 過 (格 約 な 2	第1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (連転中の対象を) (重要を	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違) 青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所3号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
新鞭が心・コンツ 用 コンクリート相互作 ロンクリート 侵食量	溶験がら・コンク リート相互作用 コンクリート 侵食量 		
操 	関	編 編 編 日	
を与える重要現象 3 / 4) 3 / 4) 3 / 4) 3 / 4) 3 / 4) 3 / 4) 3 / 4) 5 / 40 5 / 40 5 / 40 5 / 40 6	2-5-5-2-5-2-5-3-3-3-3-3-3-3-3-3-3-3-3-3-	3/5) 第75人名 重要現象一覧 3/5) 第千万正力等器外の 本業態後 溶離器ト 合却材和 正作用	
タに有意な影響 る重大事故) (る重大事故) (係品容融物放出) (条語等部が出) (を加速を表現して 一	夕に有意な影響を与える重要現象 る重大事故) (3/4) 高圧溶離物放出原子炉圧力容器 高圧溶離物放出原子炉圧力容器 / 格納容器雰囲外の溶離燃料 — / 格納容器雰囲外の溶離燃料 — / 本部材圧力 原子炉格納容器	M < 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	
第12 なるパラメータに有意な影響を与える重要現 版中の原子所における 正大事故) (3 / 4) 要用気圧力・温高圧溶離物放出原子が圧力容器 度による静的負 / 格納等器署 所外の溶離燃料 - 声 (格納等器過気直接加熱 治却材和互作用 - 正・通電機構制 原子炉格納容器 正子板係解器 正子板係解器 正力板の温度 一	(ウメーノン・温味 等の は が 等の が が が が が が が が が が が が が が が が が	 英評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 事価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 な無数 まる また 事故 (3.5) 事権配任・海温域 熱 原等層域線加 溶機等中心時付	
第1.7.2 表 評価項目となる/ (運転中の原子を	第6.7.2表 評価項目となる/マネタ	(通転車の高速を表現) (第1.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を (運転車の同様ではようける 重大事故) (3 事権関係	

・ 重人事成等への対処に味る指直の有効性計画の基本的与え方 大飯発電所3/4号炉	泊発電所 3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	差異の説明
が			
重要現象一覧 本業機権 本業機権 本業機権 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	条	2년 정 전 기 기 기 개 분	
を与える 47 4 1 7 4 7 4 1 7 4 7 4 1 7 4 7 4 1 7 4 7 4	「	与える重要現 4の形式が認める 整部和一治時材間 作用 作用 作用 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	
3(4) 名庫大事後 1(4) 名庫大事後 1(4) 名庫大事後 1(4) 名庫 大事後 1(4) 名庫 (4) 名庫	評価項目となるパラメータに有意な影響を (選転中の原子がにおける重大事故的 (選載中の原子がにおける重大事故的 (による静的負荷 / 精神容器再 による静的負荷 / 精神容器用 による静的負荷 / 精神容器 日・通温故様 原子が格納容器 原子が移動容器 原子が移動容器 原子が各対象 (上の反び温度 上の反び温度 上の反び温度 上の反び温度 上の反び温度 上の反称 上の反称 上の 上の 上の 上の 上の 上の	7メータに有意な影響を (1)	
## 1 日 となるペラメ 2 中の原子がに表 3 中の原子がによる 4 「 体 施 株 報 報 5 日	目となるパラメー中の原子炉にお3	トなるペラメー 10月子存した3317 10月子号に2317 10月子号に30日候 (株) 保 10月 日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本日本	
第1.7.2 表 評価項目となるパラメーを開発事業 (連転中の原子がにおいて	第6.7.2表 評価項目となるペラメータに (運転中の原子がにおける 等間気圧力・運属 高 類 物理ی象	第1.7.2 表 37価項目となるパラ (発格学)	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所 3/4号炉 泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉 差異の説明 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子好における重大事故) (5/8) 零題気むみ・温度に 高圧溶離物放出/格 原子が圧が密格の 本素機能 よる飾句像 (株角 解音器楽圏気底線加 深鍵燃料ー合却料相 容器過圧・過温減 熱 互作用 相) 原子が保持容器圧力 原子が圧力 原子が接続を設定 及び温度 第1.7.2表 (か心損傷後) 少型 長十古布推外頭

緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

差異の説明

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所 3/4号炉

第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転停止中の原子位における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

	(連転停止中の原子炉における重)			
1	評価事象	崩壊熱除去	全交流動力	原子炉冷却材
		機能喪失	電源喪失	の流出
分	評価指標	炉心水位、燃	炉心水位、燃	炉心水位、燃
類	物理現象	料被覆管温度	料被覆管温度	料被覆管温度
伽	核分裂出力	-	-	-
心	出力分布変化	_	_	-
_	反応度帰還効果	-	-	-
核	制御棒効果	-	-	-
	崩壊熱 ^{※1}	0	0	0
炉	燃料棒内温度変化	-	-	-
1	燃料棒表面熱伝達	_	-	-
觎	限界熱流束 (CHF ^{*2})	-	-	-
(燃料)	燃料被覆管酸化	_	_	-
	燃料被覆管变形	-	-	-
伽	3次元熱流動	_	_	-
0	沸騰・ボイド率変化	0	0	0
24	気液分離(木位変化)・対向流	0	0	0
熱流	気液熱非平衡	_	_	-
動	圧力損失	_	_	-
_	ほう素濃度変化	_	-	-

- ○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)
- -:評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
- 注) ※1:解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。 ※2: Critical Heat Flux

第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (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)(1/2)

泊発電所3号炉

	評価事象	崩壊熱除去	全交流動力	原子炉冷却材
1		機能喪失(余	電源喪失	の流出
\		熱除去系の故		
1		障による停止		
1		時冷却機能喪		
\		失)		
分	評価指標	炉心水位、燃	炉心水位、燃	炉心水位、燃
類	物理現象	料被覆管温度	料被覆管温度	料被覆管温度
	核分裂出力	-	_	-
炉心	出力分布変化	_	_	-
(被	反応度帰還効果	-	-	-
6	制御棒効果	-	_	-
	崩壊熱*1	0	0	0
恒	燃料棒內温度変化	-	-	-
心	燃料棒表面熱伝達	-	-	-
燃	限界熱流束 (CHF) ※2	-	_	-
(燃料)	燃料被覆管酸化	-	_	-
	燃料被覆管変形	-	-	-
	3次元熱流動	_	_	-
炉心	沸騰・ボイド率変化	0	0	0
_	気液分離(水位変化)・対向流	0	0	0
熱流	気液熱非平衡	-	_	-
動	圧力損失	-	-	-
	ほう素濃度変化	-	-	-

- ○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)
- 一:評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
- 注) ※1:解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

₩2: Critical Heat Flux

第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (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)

女川原子力発電所2号炉

	評価事象	反応度の誤投入
分類	評価指標 物理現象	燃料エンタルビ
	核分裂出力	0
	出力分布変化	0
炉心	反応度フィードバック効果	0
(核)	制御棒反応度効果	0
	崩壊熱	-
	三次元効果	-
	燃料棒內温度変化	0
kii	燃料棒表面熱伝達	0
炉心 (沸騰遷移	0
(燃料	燃料被覆管酸化	2
	燃料被覆管変形	
	三次元効果	-
	沸騰・ボイド率変化	-
炉心	気液分離 (水位変化)・対向流	_
(熱流	気液熱非平衡	-
動	圧力損失	
	三次元効果	120

- 一:評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

差異の説明

泊発電所 3 号炉 有効性評価 比較表 r.4.0

第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所3/4号炉

(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) (2/2)						
	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出		
分類	評価指標 物理現象	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度		
	冷却材流量変化 (強制循環時)	-	_	-		
	冷却材流量変化 (自然循環時)	-	_	-		
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	_	0		
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	_	_		
1次	気液分離・対向流	-	_	_		
公治却	気液熱非平衡	-	_	-		
梨	圧力損失	-	_	-		
	構造材との熱伝達	-	_	_		
	ほう素濃度変化	-	_	_		
	ECCS強制注入 ² 1	0	0	0		
	ECCS蓄圧タンク注入 ^{※1}	0	0	_		
bo	気液熱非平衡	-	_	_		
Æ	木位変化	-	_	-		
100	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	-		
燕	1次側・2次側の熱伝達	-	_	-		
気	冷却材放出 (臨界流・差圧流) **1	-	_	-		
発生器	2次側水位変化・ドライアウト	-	_	-		
器	2次側給水(主給水・補助給水)*1	_	_	_		

- ○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)
- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
- 注) ※1:解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (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) (2/2)

泊発電所3号炉

/	評価事象	崩壊熱除去	全交流動力	原子炉冷却材
		機能喪失(余	電源喪失	の流出
\		熱除去系の故		
1		障による停止		
1		時冷却機能喪		
1		失)		
分	評価指標	炉心水位、燃	炉心水位、燃	炉心水位、燃
類	物理現象	料被覆管温度	料被覆管温度	料被覆管温度
	冷却材流量変化 (強制循環時)	-	_	-
	冷却材流量変化 (自然循環時)	-	_	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	_	_	0
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	_	_	_
1 次	気液分離・対向流	_	_	-
200	気液熱非平衡	_	_	-
却系	圧力損失	_	_	-
	構造材との熱伝達	_	_	-
	ほう素濃度変化	-	-	-
	ECCS 強制注入(充てん系含む)※1	0	0	0
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	0	0	-
tio	気液熱非平衡	_	_	-
	水位変化	_	_	-
नात	冷却材放出(臨界流・差圧流)	_	-	-
蒸	1 次側・2 次側の熱伝達	-	-	-
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流) ※1	_	_	-
生	2次側水位変化・ドライアウト	_	_	_
器	2次側給水(主給水・補助給水)*1	_	_	_

- ○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)
- : 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
- 注) ※1:解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (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) (2/2)

女川原子力発電所2号炉

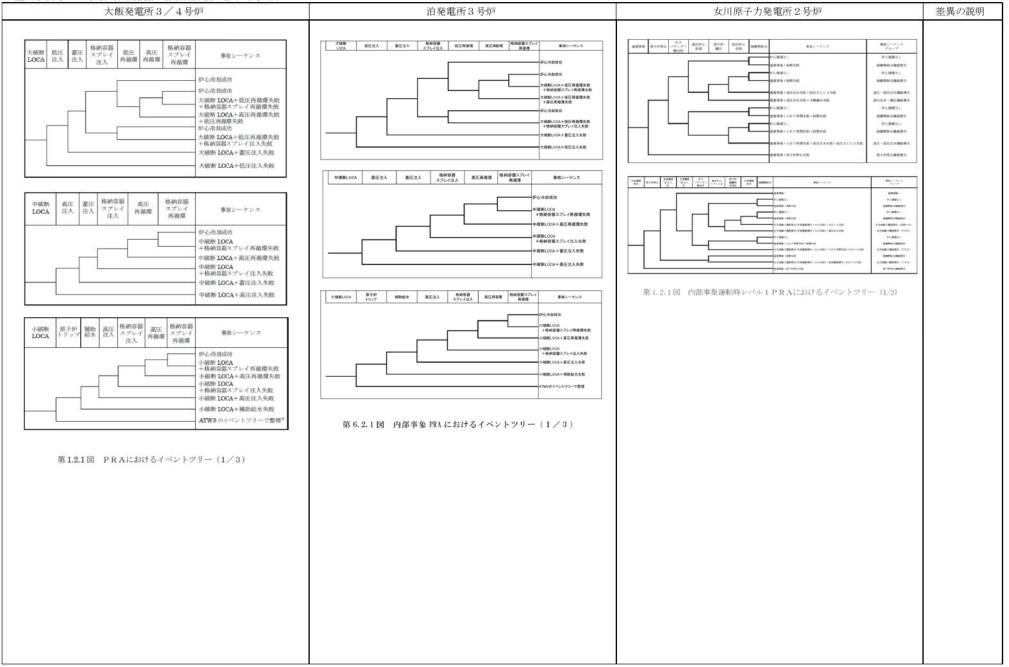
	評価事象	反応度の誤投入
分類	評価指標物理現象	燃料エンタルビ
	冷却材流量変化	
原	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	
原子炉	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-
圧力容	気液分離 (水位変化)・対向流	==
4器()	気液熱非平衡	
が	圧力損失	-
安全	構造材との熱伝達	229
圧力容器(逃がし安全弁含む)	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	_
0	ほう酸水の拡散	
	三次元効果	-

- ○:評価項目となるバラメータに有意な現象を与える影響(重要現象)
- :評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)

青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違)

緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)



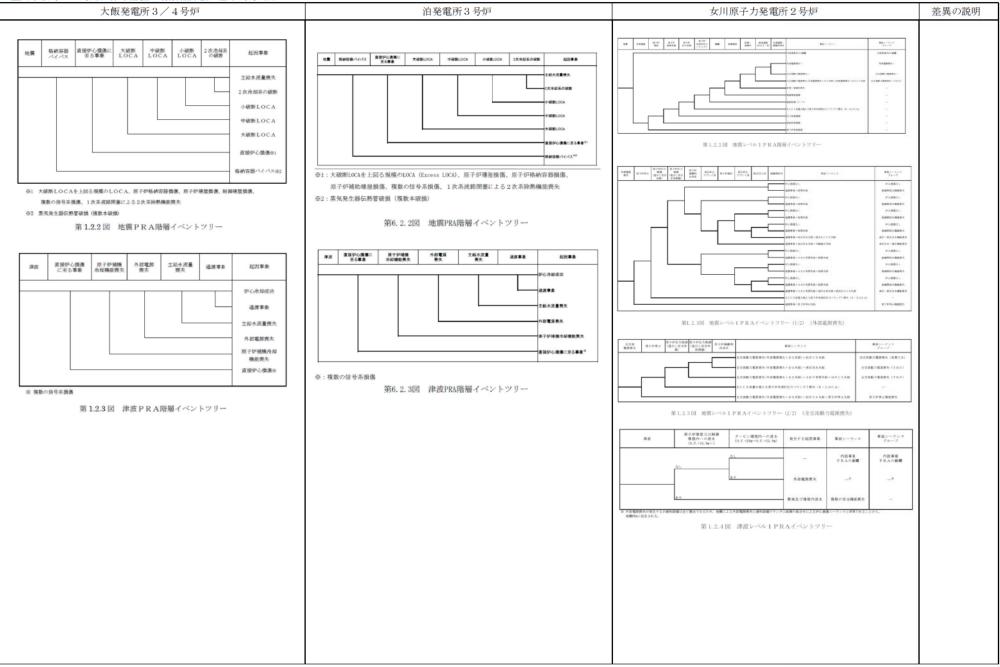
緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所 3/4号炉 泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉 差異の説明 インターフェイス 事故シーケンス システムLOCA 事務シーランス インターフェイス システムLOCA 原子炉トリップ 事故シーケンス インターフェイスシステムLOCA インターフェイスシステムLOCA MIRRORANIA N ATWSのイベントツリーで整理® から観察をし HEROLINERS ATWSのイベントツリーで整理 予動停止+高圧2水失数+拡圧ECC5未放 サポート系費失+高圧2水失数+低圧ECC5未成 予動停止+高圧2水失致+多数減三失数 サポート系費失+高圧2水失数+平数減三失数 主給水 原子炉 ATTRA - MITMORE 補助給水 事故シーケンス 流量喪失 トリップ PORREL 主給水流量喪失 原子炉トリップ 補助給水 事故シーケンス 超级数据工程的 炉心冷却成功 心情事をし PORKS 炉心冷却成功 子動行止+SRV再開失抗+協助失敗 セポート系要失+SRV再開失的+設勢失政 主給水流量喪失+補助給水失敗 F動停止+SRV再開決施+両正注水夫助+批正ECCS夫助 サポート系表头+SRV再開入数+高正径水夫助+拡正ECCS夫助 ATWSのイベントツリーで整理® AH-KHITAMBAN 主給水流量喪失+補助給水失敗 ※ 「通常停止」及び「サポート系喪失」の2つの起因事象を含む ATWSのイベントツリーで整理 第1.2.1図 内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー (2/3) 外部電源 原子炉 非常用所内 補助給水 事故シーケンス 交流電源 非常用 所内交流電源 原子炉トリップ 外部電源喪失 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却成功 外部電源喪失+補助給水失敗 炉心冷却成功 +非常用所內交流電源喪失 外部電源喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理* 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失 ATWSのイベントツリーで整理 ATWS 事故シーケンス 起因事象=+原子炉トリップ失敗 ATWS 事故シーケンス 原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗 第6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (2/3)

緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

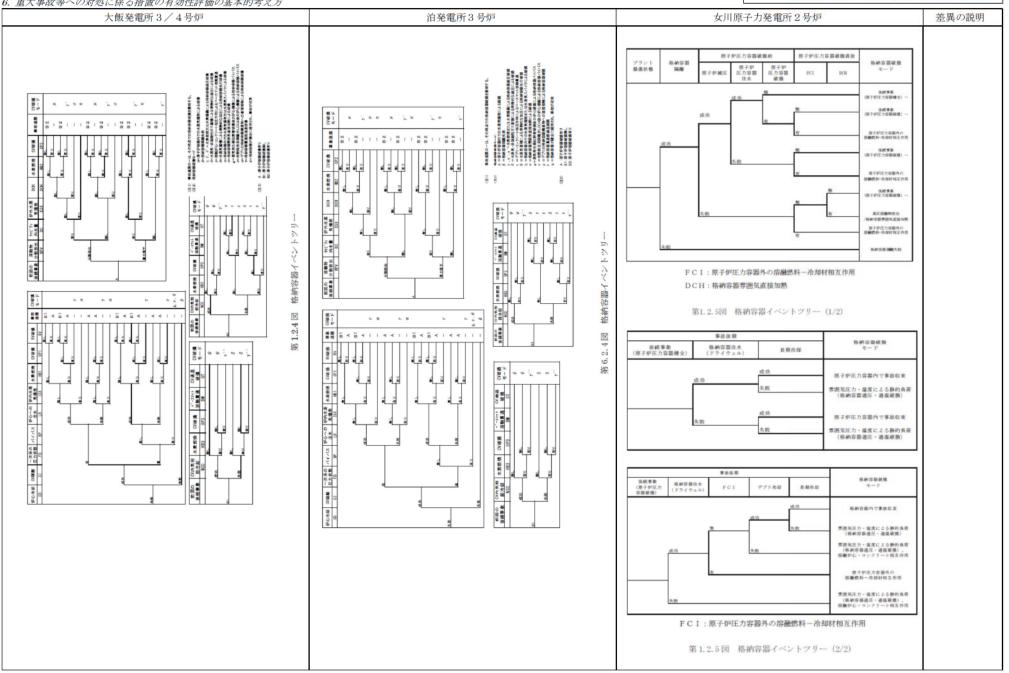
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 大飯発電所 3/4号炉 泊発電所3号炉 女川原子力発電所2号炉 差異の説明 事故シーケンス ダムーブ 平炉停止 高圧炉心 冷却 原子印 低圧印心 減圧 治知 指線熟計: 2次冷却系の 原子炉 2次冷却系の 主蒸気隔離 補助給水 事故シーケンス 原子炉トリップ 主蒸気隔離 補助給水 事故シーケンス 破断 押心機能なし BARRAGERS. 炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+補助給水失敗 が心情等なし 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失数 ATWSのイベントツリーで整理® ATWSのイベントツリーで整理 LOCAPIE+株田秀夫 第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー (2/3) 確断LOCA+高圧在水光的+算子が自動減圧光的 確断LOCA+HPCS光和+原子が自動減圧光的 LOCA特征中務能費先 蒸気発生器 破損側蒸気発生器 原子炉トリップ 補助給水 事故シーケンス 伝熱管破損 58.88 原子於得止與影響先 炉心冷却成功 蒸気発生器の隔離 事故シーケンス 補助給水 蒸気発生器伝熱管碰損 +破損倒蒸気発生器隔離失敗 事故シータンス 事故シーテンス ブルーブ 炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管磁損 +補助給水失败 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗 株式容器ペイパス アターフェイスシステムLOC ATWSのイベントツリーで整理 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗 ※ 「大破断LOCA」, 「中破断LOCA」及び「小破断LOCA」の3つの起因事象を含む ATWSのイベントツリーで整理® 原子炉トリップ 過渡事象 補助給水 事故シーケンス 第1.2.1 図 内部事象運転時レベル1PRAイベントツリー (3/3) 過波事象 補助給水 事故シーケンス 炉心冷劫成功 過渡事象+補助給水失敗 炉心冷却成功 過渡事象+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理 ATWSのイベントツリーで整理® 原子炉補機 冷却機能喪失 加圧製造がし井ノ 原子炉トリップ 辅助於水 事故シーケンス 原子炉 補助給水 事故シーケンス 冷却機能喪失 安全年LOCA LOCA 巨心冷却成功 原子炉補機冷却機能喪失 炉心冷却成功 原子炉補機冷却機能喪失 原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし井/安全弁LOCA 原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA **東子炉補機冷却機能喪失** 十辅助給水夫敗 原子炉補機冷却機能喪失 TWSのイベントツリーで整理 ATWSのイベントツリーで整理* 手動停止 補助給水 事故シーケンス 手動停止 辅助给水 事故シーケンス 炉心冷却成功 炉心冷却成功 手動停止+補助給水失敗 手動停止+補助給水失敗 第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー (3/3) 第 6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (3/3)

緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)



緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

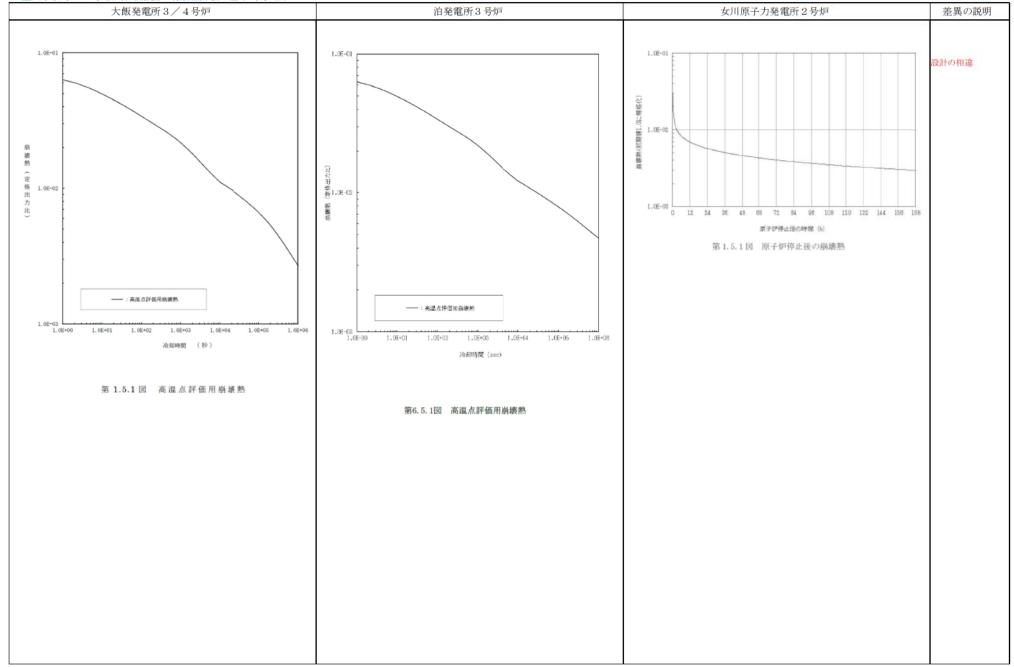


泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 r.4.0

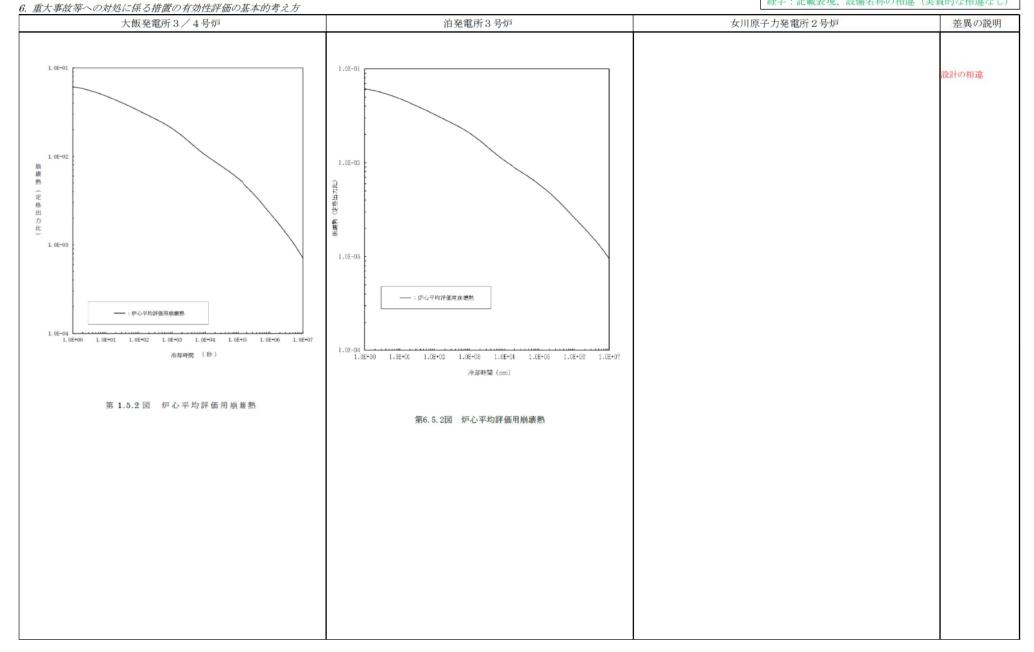
大飯発電所 3 / 4 号炉		泊発電	所 3 号炉	女川原子	子力発電所 2 号炉	差異の説明
余熱除去機能喪失	事故シーケンス	余熱除去機能喪失	事故シーケンス	外指電源資失 (区分1、至) 交流電源 ⁴ (区分1、至) (区分1、至) (区分1、至)	881-F2X	事故シーテンス デループ
会執除去	去機能喪失		余熱除去禮能喪失	FOR	裏なし	が心機器なし
		外部電源喪失 非常用	余熱除去系に 事故シーケンス	A A R R	国英大+根源祭政士・ が心の経失放	0.070-1.00.01
外部電源喪失 非常用所内 余熱除去系に す 交流電源 よる冷却	事故シーケンス	外印电源表大 所内交流電源	よる冷却 「押心冷却成功	17七根	機なし	#-(#Rt).
交流電源 よつロカ 炉心冷却	±act rh		外部電源喪失 +余熱除去機能喪失	100	原発大・女友電影変大・松瀬界除点・がこめる大佐 原発大・女友電影変大 ^数	2-246-1- 4219 1
外部電源			外部電源喪失 +非常用所內交流電源喪失		(株代大・文内電車表文 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	が心情感ない
外部電源					国務大・直流電源第大・他議務設立・切ぐ市場大街	
十非常用	用所召文派电源交大	原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	Alle	加州大·正庆电游乐大 ^{电1}	COMP.OREMA
原子炉補機冷却機能喪失事	事故シーケンス		原子炉補機冷却機能喪失	除裏祭除土権総費大 ^{®4}	事故シーケンス	事務シーテンス ボルーズ から推進なり、
原子行為	有機冷却機能喪失	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	妻失 事故シーケンス		協立機能疾失・根據美能立・好心治証失故	MATRICARE
Dr. 1 N* 18	11170日 4170年 1270日		原子炉冷却材圧カバウンダリ 機能喪失	原子がおおれた英出 ^{es} 被募券除立・が心み起 ^{es}	事命シーナンカ	●数シーサンス サルーダ
原子炉冷却材圧力パウンダリ機能喪失事	事故シーケンス	水位維持失败	事故シーケンス	P.C.M.	機なし	から情景なし
原子炉冶	冷却材圧力		水位維持失敗			
	ダリ機能喪失	オーバードレン	事故シーケンス	照子炉 原子炉 原子炉	「合給材の長田(R H R 収室時の活知で長田) + 泰瀬界除士・デルル指令数 合発材の長田(C U W 7 m 一時の直接を送出) + 泰瀬界除士・デルル指令数 心発材の長田(C R D 交換時の治知で出出) + 泰瀬原除士・デルル指生数 治治材が長田(L P R M 支持所との対す法別) - 李瀬原除士・デルル指生数	on the second se
水位維特失敗 事	事故シーケンス		オーバードレン	※1 D/G-A、Bが機能寄失し、かつ外部電源	復旧等に失数するかどうかを示すへディング	
小世程行大双 事	争成シーケンス			どうかを示すヘディング ※3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時に	S, LPCS, LPC1, MUWC) の機保に失敗するか において、RHR、LPCS、LPC1及びMUWCの除	
水位維熱	持失败	反応度の誤投入	事故シーケンス	熟・注水機能は期待できないが、HPCS& に期待できる		
			反応度の誤投入	※4 RHRフロントライン・サポート系機能喪列※5 RHR切替時、CUWブロー時、CRD交替	矢 奥時、LPRM交換時の冷却材流出の4つの紀因事象を含	
オーバードレン	事故シーケンス			※6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを ※7 HPCS待機除外のシーケンス	示すヘディング (除熟機能 (RHR) には期待しない)	
オーバー	ベードレン	第6.2.5図 停止時PR	Aにおけるイベントツリー	第1.2.6 図 内部事象停止	時レベル 1 PRAイベントツリー	
反応度の誤投入事	事故シーケンス					
1/A,10.1/2, V / B/G3, Z / S	THE STATE OF THE S					
反応度の	の誤投入					
第 1.2.5 図 停止時PRAにおけるイベン	ベントツリー					

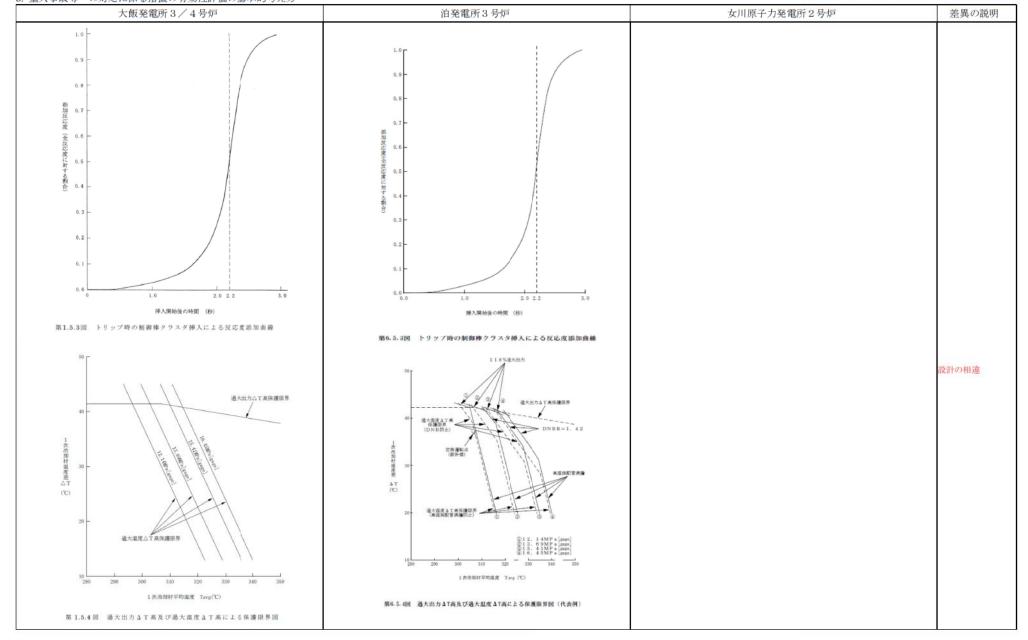
青字:記載簡所又は記載内容の相違(記載方針の相違) 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方



泊発電所 3 号炉 有効性評価 比較表 r.4.0





泊発電所3号炉 審査取りまとめ資料 比較対象プラントの選定について

本資料は、泊発電所3号炉(以降、「泊3号炉」という。)のプラント側審査において地震・ 津波側審査の進捗を待つ期間があったことを踏まえた、審査取りまとめ資料(以降、「まとめ 資料」という。)の比較対象プラントの選定について整理を行うものである。

● 整理を行う経緯は、以下の通り

- ▶ 泊3号炉のプラント側審査が地震・津波側審査の進捗待ちとなった期間において、他 社プラントの新規制基準適合性審査が実施され、まとめ資料の充実が図られた。
- ➤ 泊3号炉が、まとめ資料一式を提出した2017年3月時点での新規制基準適合性審査はPWRプラントが中心であったが、現在はBWRプラントが中心となっており、それぞれの炉型の審査結果が積み上がった状況にある。
- ➤ 泊3号炉は PWR であり、PWR 特有の設備等を有することから、まとめ資料に先行の審査内容を反映する際には、単純に直近の許可済み BWR プラントを反映するのではなく、適切な比較対象プラントを選定した上で反映する必要がある。
- 比較対象プラントを選定する考え方は、以下の通り。

【基準適合に係る設計を反映するために比較するプラント(基本となる比較対象プラント) 選定の考え方】

各条文・審査項目の要求を満たすための設備構成・仕様、環境、運用を踏まえ、許可済みプラントの中から、新しい実績のプラントを選定する。具体的には以下の通り。

- ✓ 炉型に拠らず共通的な内容については、泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点(2021年7月)で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に審査が行われ、女川2号炉に次いで許可を受けた島根2号炉については、女川2号炉と島根2号炉の差異を確認し、島根2号炉との差異の中で泊3号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。
- ✓ 炉型固有の設備等を有する場合については、PWR プラントの新規制基準適合性審 査の最終実績である大飯 3/4 号炉を選定する。
- ✓ 個別の設計事項に相似性がある場合 (例えば3ループ特有の設計等)、大飯3/4号 炉以外の適切なプラントを選定する。

【先行審査知見※1を反映するために比較するプラント選定の考え方】

炉型に拠らないことから、まとめ資料を作成している時点で最新の許可済プラントと する。具体的には以下の通り。

✓ 泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点(2021年7月)で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に

審査が行われ、女川2号炉に次いで許可を受けた島根2号炉については、女川2号 炉と島根2号炉の差異を確認し、島根2号炉との差異の中で泊3号炉の基準適合を 示すために必要なものは反映する。

- ※1 主な事項は、以下の通り
 - ✓ これまでの審査の中で適正化された記載
 - ✓ 基準適合性を示すための説明の範囲、深さ
 - ✓ 設置(変更)許可申請書に記載する範囲、深さ
- 上述に基づく検討結果として、「基準適合に係る設計」と「先行審査知見」を反映するために選定した比較対象プラント一覧とその選定理由を別紙1に、条文・審査項目毎の詳細を別紙2に示す。

▶ 別紙1:比較対象プラント一覧

▶ 別紙2:比較対象プラント選定の詳細

以上

比較対象プラント一覧

凡例 ●大阪3/4号炉 ●女川2号炉 **●**それ以外の場合

					1		T.	T.
	主な審査項目		ステータス	基準適合に	に係る設計を反映するための比較	先行審査知見を反映	比較表の様式	
				比較対象	選定理由	するための比較対象		
			解析コード 概ね説明		*		相違しており、審査もPWRを	Ⅰ 合同/BWR合同で実施済み。
			CV温度圧力	概ね説明済み	大飯3/4号炉 伊方3号炉	大飯 3 / 4 号炉: PWRの最終審査実績 伊方 3 号炉: 「3 ループブラント」「PWR銅製格納 容器」	女川 2号炉	泊一伊方一大飯
			2次冷却系からの除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜 3 / 4 号炉: PWR 3 ループブラント 大飯 3 / 4 号炉: PWR の最終審査実績	女川 2 号炉	大飯 - 泊一高浜
			全交流動力電源喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉: PWR3ループプラント 大飯3/4号炉: PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
			原子炉補機冷却機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯 - 泊 - 高浜
		炉心	原子炉格納容器の除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高浜
			原子炉停止機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜 3 / 4 号炉: PWR 3 ループブラント 大飯 3 / 4 号炉: PWRの最終審査実績	女川 2号炉	大飯-泊-高浜-女川
			ECCS注水機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループブラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯 - 泊一高浜 - 女川
			ECCS再循環機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜 3 / 4 号炉:PWR 3 ループブラント 大飯 3 / 4 号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高浜
			格納容器パイパス(インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループブラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯 - 泊一高浜 - 女川
→*	有効性評価		過圧破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高浜-女川
	(第37条)		過温破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高美
		CV	DCH	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高浜-女川
			FCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループブラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯 - 泊一高浜 - 女川
			мссі	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高浜-女川
			水素燃焼	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉:PWR3ループブラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯 - 泊一高浜 - 女川
		SFP	想定事故 1	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ビット(ブール)配置の 相違などによって、重大事故等への対応に用いる具 体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終 審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川 2 号炉	大飯 - 泊一女川
		oi F	想定事故 2	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ビット(ブール)配置の 相適などによって、重大事故等への対応に用いる具 体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終 審査実績である大飯3/4号炉を選定		大飯 - 泊一女川

比較対象プラント一覧



	主な審査項目		基準適合に係る設計を反映するための比較 主な審査項目 ステータス		係る設計を反映するための比較	先行審査知見を反映	比較表の様式				
				比較対象 選定理由		- するための比較対象					
			崩壊熱除去機能喪失	燃ね説明済み		高浜 3 / 4 号炉: PWR 3 ループブラント 大飯 3 / 4 号炉: PWR の最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高浜-女川			
	停止時	止	止	止		全交流動力電源喪失	燃ね説明済み		高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高浜-女川
					原子炉冷却材の流出	燃ね説明済み		高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2号炉	大飯-泊-高浜-女川	
					反応度誤投入	燃ね説明済み		高浜3/4号炉:PWR3ループプラント 大飯3/4号炉:PWRの最終審査実績	女川 2 号炉	大飯-泊-高浜-女川	

【6:基本的考え方】

項目		内容				
	プラント名	大飯 3 / 4 号炉				
基準適合に係る設計を 反映するために 比較するプラント	具体的理由	有効性評価の基本的考え方は有効性評価を行う評価対象を整理し、評価項目を設定した上で評価に当たって考慮する事項、使用する解析コード、解析の条件設定等の考え方をまとめた資料であるが、事故シーケンスグループ等(重要事故シーケンス等)、解析コード、解析条件等はPWRとBWRでは大きく異なるため、PWRプラントとしての基準への適合性を網羅的に比較する観点から大飯3/4号炉を選定する。				
	プラント名	女川 2 号炉				
先行審査知見を 反映するために 比較するプラント	反映すべき知見を 得るための主な方法	 ① 比較表による比較:比較表に掲載し,先行審査知見(基準適合上で考慮すべき事項、記載内容の充実を図るべき点)の比較・整理を行い、その結果、必要と判断した内容を反映した。(文言単位の比較は行わない) [事例]有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連の表の追加 ② 資料構成の比較*:当該事故シーケンスグループ等のまとめ資料の構成について比較・整理を行い、その結果、必要と判断した資料を追加することとした。 [事例]添付資料 				
	(当該方法の選定理由)	① 当該条文は、原子炉施設に共通の要求に係る条文であり、文章構成も類似の部分があることから、比較表形式での比較により先行審査知見の確認が可能なため。② 資料の文章構成が異なる場合であっても、資料構成の比較・整理により基準適合の説明のために必要な資料の充足性を確認することが可能なため。				

[※] 女川2号炉との資料構成の比較に加え、PWRの先行審査実績の取り込みの総括として、大飯3/4号炉のまとめ資料の作成状況(資料構成と内容) を条文・審査項目毎に確認し、基準適合性の網羅的な説明に必要な資料が揃っていることを確認する。

【凡例】 ○:記載あり

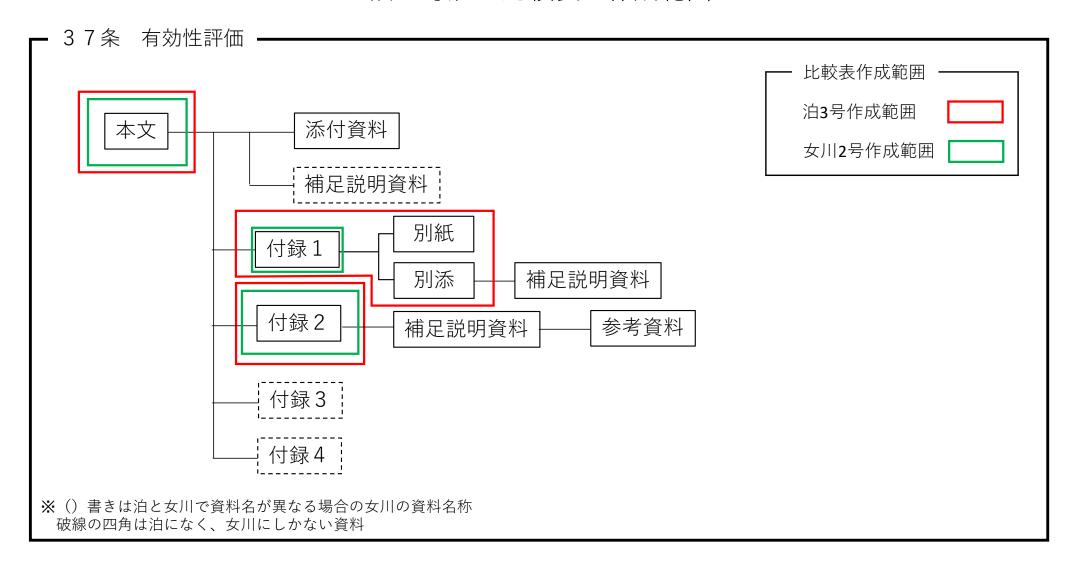
×:記載なし

(○):本条文の資料の他箇所に記載

△:他条文の資料などに記載

プラント		泊3号炉	作成状況	まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは	比較表を作成していない理由
女川 泊		まとめ資料	比較表		記載の充実を図ることとした理由	
本文	本文	0	0			
添付資料1.2.1 定期検査工程の概要	添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について	0	×			
添付資料1.3.1 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について	添付資料 6.2.2 有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について	(○) →○	×		各事象の主要解析条件に機能喪失を仮定した設備が記載されているが、添付資料として一覧表にした方が適切と判断したため新規に作成する	
添付資料1.3.2 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について	添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について	0	×			
	添付資料 6.3.5 安全評価におけるA型燃料とB型燃料の取扱いについて	× →O	×			
添付資料1.4.1 有効性評価に使用している解析コード/評価手法の開発に係る当社の関与について	添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について	0	×			
添付資料1.5.1 女川原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ	添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ(事象共通データ)	0	×			
添付資料1.5.2 有効性評価におけるLOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について	添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について	0	×			
添付資料1.5.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故(想定事故 1 及び 2) の有効性評価における共通評価条件について	添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について	0	×			
添付資料1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー	添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて	0	×			
	添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について	0	×			
	添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について	0	×			基準適合性を確認するために必要な評価方針は、本文に記載されており比較表
	添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について	0	×			を作成し考察しているため、比較表を作成していない。
	添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間 (タイムチャート) の基本的考え方	0	×			
	について	0	_ ^			
	添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について	0	×			
	添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について	0	×			
	添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について	0	×			
	添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁作動圧力の設定の考え方について	0	×			
	添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及 び見直しに伴う影響について	0	×			
	添付資料 6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について	0	×			

泊3号炉 比較表の作成範囲



◆資料構成、資料概要、比較表を作成していない理由については次ページ参照

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
本文	設置変更許可申請書本文及び添付書類十に 記載する内容を記載した資料	
添付資料	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載 したものであるため、比較表を作成していない。
(補足説明 資料)	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	本資料は女川が各審査会合時点での設備・手順等の内容を記載し た資料であり、女川特有の資料であるため、まとめ資料を作成し ていないことから、比較表もない。
付録1	事故シーケンスグループ等の選定について 記載した資料(後日提出)	
別紙	付録1の補足的な説明資料	
別添	個別プラントのPRA評価	
別紙(補足 説明資料)	別添の補足的な説明資料	個別プラントのPRA評価を補足する内容を記載しているものであるため、比較表を作成していない。

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
付録 2	原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評 価について記載した資料	
補足説明資 料、参考資 料	付録2の具体的評価を記載した資料及び補 足的な説明資料	基準適合性を確認するために必要な基本方針及び各対策の有効性 は本文、付録2に記載しており、比較表を作成し、差異について 考察している。 補足説明資料及び参考資料は、プラント固有の具体的評価結果を 記載しているため、比較表を作成していない。
(付録3)	解析コードに関する説明資料	解析コードの資料に関してはPWRとBWRで使用する解析コードや 妥当性説明が異なること、また、PWRでは解析コードに関する審 査資料が公開文献化されており、泊では公開文献を引用する資料 構成としていることから、まとめ資料を作成していないことから、 比較表もない。
(付録4)	原子炉格納容器からエアロゾル粒子が漏え いする際の捕集効果に関する資料	PWRではエアロゾル粒子の捕集効果に期待していないため作成不要と判断し、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。