

3.1.3.2 外部事象PRA（レベル1，2）

3.1.3.2.1 地震出力運転時PRA（レベル1，2）

3.1.3.2.1.7 第2回安全性向上評価届出（評価時点：令和4年1月24日）に係る地震出力運転時PRA

第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降，第1回安全性向上評価における確率論的リスク評価の結果を踏まえて抽出した追加措置「特定重大事故等対処施設」（以下「特重施設」という。）設置並びにメタクラ3D保護継電器取替，非常用ガスタービン発電機設置及び蓄電池（3系統目）設置の工事を実施し，運用を開始した。

このため，本評価では，第1回安全性向上評価における地震出力運転時PRA（以下「地震PRA」という。）結果に対して，以下の工事による影響を確認した。

- ・メタクラ3D保護継電器取替
- ・非常用ガスタービン発電機設置
- ・蓄電池（3系統目）設置
- ・特重施設設置

また，「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」において抽出され，「3.1.1 内部事象及び外部事象に係る評価」における別紙3.1.1.4-2において説明のとおり，現実に即したPRA（Good PRA）の構築に向けたPRA改善活動「伊方3号プロジェクト」において，米国における確率論的地震ハザード解析（Probabilistic Seismic Hazard Analysis）（以下「PSHA」という。）の評価の手順を定めた Senior Seismic Hazard Analysis Committee（以下「SSHAC」という。）ガイドライン

のレベル3を適用するプロジェクト（以下「伊方SSHACプロジェクト」という）が実施され、伊方SSHACプロジェクトの成果として地震ハザード（以下「SSHACハザード」という。）が得られた。伊方SSHACプロジェクトの成果は、当社ホームページに公開している⁽¹⁾。

このため、本評価では、第1回安全性向上評価における地震PRA結果に対して、SSHACハザードの影響を確認した。

今後、SSHACハザードを活用することにより、信頼性の高い地震PRAを実施し、プラントの脆弱性をより適切に把握する予定である。

(1) 炉心損傷頻度評価

メタクラ3D保護継電器取替、非常用ガスタービン発電機設置及び蓄電池（3系統目）設置並びにSSHACハザード適用に伴う炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）への影響を確認した。

特重施設設置については、格納容器機能喪失頻度（以下「CFR」という。）への影響を確認した。なお、今後、特重施設設置に伴うCDFへの影響を確認する予定である。

a. メタクラ3D保護継電器取替に係る感度解析

メタクラ3D保護継電器取替が完了したため、第3.1.3.2.1.7.1表に示すとおり、メタクラ3Dのフラジリティが改善した。このため、フラジリティ改善のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

加速度区分別のCDFを第3.1.3.2.1.7.2表に示す。評価の結果、CDFが約3%低減することを確認した。

b. 非常用ガスタービン発電機設置に係る感度解析

非常用ガスタービン発電機設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。なお、本感度解析に当たっては、メタクラ3D保護継電器取替も反映した。

全交流動力電源喪失発生時において、空冷式非常用発電装置に加え、非常用ガスタービン発電機による交流電源の回復に期待することができる。このため、「a. メタクラ3D保護継電器取替に係る感度解析」における空冷式非常用発電装置の地震損傷等の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCDFが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、CDFが約2%低減することを確認した。

c. 蓄電池（3系統目）設置に係る感度解析

蓄電池（3系統目）設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。なお、本感度解析に当たっては、メタクラ3D保護継電器取替も反映した。

全交流動力電源喪失発生時において、安全系蓄電池に加え、蓄電池（3系統目）からの直流電源に期待することができる。このため、「a. メタクラ3D保護継電器取替に係る感度解析」における安全系蓄電池の地震損傷等の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCDFが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、CDFが約0.2%低減することを確認した。

d. SSHACハザードに係る感度解析

SSHACハザードによる影響を確認するため、想定する確率的地震ハザードにSSHACハザードを適用した場合のCDFを算出した。なお、本感度解析に当たっては、メタクラ3D保護

継電器取替も反映した。

(a) 確率論的地震ハザード評価

伊方SSHACプロジェクトの成果として得られたSSHACハザードを用いた。

伊方SSHACプロジェクトにおいて評価された平均地震ハザード曲線及び震源ごとのハザード曲線を第3.1.3.2.1.7.1図に、フラクタイル地震ハザード曲線を第3.1.3.2.1.7.2図に示す。また、フラジリティ評価用地震動は、「3.1.3.2.1.2(6)フラジリティ評価用地震動の作成」と同様に、年超過確率 $1.0E-4$ の1様ハザードスペクトルに適合する模擬地震動として作成した。模擬地震動を第3.1.3.2.1.7.3図に示す。

(b) フラジリティ評価

「3.1.3.2.1.3フラジリティ評価」と同じSSCを対象とし、「(a) 確率論的地震ハザード評価」に示した入力地震動を用いて、建屋、屋外重要土木構造物、機器のフラジリティ評価を実施した。

(c) 炉心損傷頻度評価

「(a) 確率論的地震ハザード評価」, 「(b) フラジリティ評価」の結果を用いて、CDFの定量化を実施した。地震加速度区分別の地震発生頻度を第3.1.3.2.1.7.3表に示す。

加速度区分別のCDFを第3.1.3.2.1.7.4表に示す。SSHACハザードでは、CDFが2.2倍程度増加する結果となった。

SSHACハザードの適用により、地震平均発生頻度は、第3.1.3.2.1.7.3表に示すとおり増加するが、CDFについては、第3.1.3.2.1.7.4表に示すとおり、地震平均発生頻度と比較して増加程度が小さい。これは、SSHACハザードを適用すること

により、「3.1.3.2.1.4 炉心損傷頻度評価」における地震ハザードとは異なる周期特性が反映され、その結果、建屋、機器等の固有周期に対応する加速度レベルが低減し、フラジリティが改善したことによる影響が考えられる。

(2) 格納容器機能喪失頻度評価

メタクラ3D保護継電器取替、非常用ガスタービン発電機設置、蓄電池（3系統目）設置及び特重施設設置並びにSSHACハザード適用に伴うCFRへの影響を確認した。

a. メタクラ3D保護継電器取替に係る感度解析

メタクラ3D保護継電器取替が完了したため、第3.1.3.2.1.7.1表に示すとおり、メタクラ3Dのフラジリティが改善した。このため、フラジリティ改善のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

加速度区分別のCFRを第3.1.3.2.1.7.5表に示す。評価の結果、CFRが約3%低減することを確認した。

b. 非常用ガスタービン発電機設置に係る感度解析

非常用ガスタービン発電機設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。なお、本感度解析に当たっては、メタクラ3D保護継電器取替も反映した。

全交流動力電源喪失発生時において、空冷式非常用発電装置に加え、非常用ガスタービン発電機による交流電源の回復に期待することができる。このため、「a. メタクラ3D保護継電器取替に係る感度解析」における空冷式非常用発電装置の地震損傷等の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCFRが低減する

ものと仮定して評価を行った。

評価の結果、C F Fが約2%低減することを確認した。

c. 蓄電池（3系統目）設置に係る感度解析

蓄電池（3系統目）設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。なお、本感度解析に当たっては、メタクラ3D保護継電器取替も反映した。

全交流動力電源喪失発生時において、安全系蓄電池に加え、蓄電池（3系統目）からの直流電源に期待することができる。このため、「a. メタクラ3D保護継電器取替に係る感度解析」における安全系蓄電池の地震損傷等の機能喪失要因別F V重要度の合計分に相当するC F Fが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、C F Fが約0.3%低減することを確認した。

d. 特重施設設置に係る感度解析

特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベント（以下「フィルタベント等」という。）により、原子炉格納容器の過圧破損防止が期待できる。「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」及び「格納容器過温破損（ τ モード）」を対象シーケンスとし、特重施設によるフィルタベント等のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

(a) 手法

第2回安全性向上評価における内部事象出力運転時P R Aにおいて、格納容器イベントツリーにおける「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」及び「格納容器過温破損（ τ モード）」に至る事故シーケンス終端に対して、特重施設イベントツリーを個別に接続し、フィルタベント等のリスク低減効果を

評価している。特重施設イベントツリーについては、地震PRAにおいても同様と考え、地震PRAで作成した格納容器イベントツリーにおける「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」及び「格納容器過温破損（ τ モード）」に至る事故シナリオに対して、内部事象出力運転時PRAにおける「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」及び「格納容器過温破損（ τ モード）」のCFF低減効果が期待できると仮定して評価を行った。なお、本感度解析に当たっては、メタクラ3D保護継電器取替も反映し、地震による特重施設の損傷については、既設建屋である原子炉補助建屋の地震損傷確率と同等と仮定した。

(b) 結果

加速度区分別のCFFを第3.1.3.2.1.7.6表に示す。内部事象出力運転時PRAの結果を活用した評価により、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」のCFFが約7割低減、「格納容器過温破損（ τ モード）」のCFFが約8割低減することを確認した。また、格納容器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.2.1.7.7表に示す。全格納容器機能喪失モードのCFFが約6割低減することを確認した。

(c) SSHACハザードを適用した場合

「(b) 結果」に加え、「(1)d. SSHACハザードに係る感度解析」にて確認したSSHACハザードの影響も考慮した感度解析を行った。なお、地震による特重施設の損傷については、SSHACハザード適用により脆弱性が改善することを考慮し、評価対象地震加速度区分では、特重施設が地震損傷しないと

仮定した。

格納容器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.2.1.7.8表に示す。特重施設設置に加え、SSHACハザードを適用することにより、全格納容器機能喪失モードのCFFが $8.0E-07$ [/炉年]であることを確認した。

【参考文献】

(1) 伊方SSHACプロジェクト最終報告書

亀田弘行・隈元 崇・藤原広行・奥村晃史・佃 栄吉・堤 英明・堤 浩之・遠田晋次・徳山英一・蛭沢勝三・香川敬生・司 宏俊・古村孝志・三宅弘恵・森川信之・奥村俊彦・宮腰淳一，2020，伊方SSHSCプロジェクト 最終報告書，四国電力ホームページ。

第3.1.3.2.1.7.1表 保護継電器取替前後のメタクラ3Dのフラジリティ

	中央値 (G)	β_R	β_U	HCLPF (G)
取替前	1.86	0.14	0.23	1.02
取替後	3.39	0.22	0.27	1.52

β_R : 偶然的な不確かさ

β_U : 認識論的な不確かさ

第3.1.3.2.1.7.2表 炉心損傷頻度の感度解析結果

(メタクラ3D保護継電器取替に係る感度解析)

加速度区分	① C D F (/炉年) (ベースケース) (第3.1.3.2.1.4.4表)		② C D F (/炉年) (感度解析：取替後)		C D F 比 ②/①
	値	割合	値	割合	
区分1 (0.2G~0.4G)	5.8E-07	49.3%	5.8E-07	50.4%	1.00
区分2 (0.4G~0.6G)	1.0E-07	8.4%	1.0E-07	8.6%	1.00
区分3 (0.6G~0.8G)	4.8E-08	4.1%	4.8E-08	4.2%	1.00
区分4 (0.8G~1.0G)	1.6E-07	13.1%	1.6E-07	13.4%	1.00
区分5 (1.0G~1.2G)	3.0E-07	25.1%	2.7E-07	23.4%	0.91
合計	1.2E-06	100.0%	1.2E-06	100.0%	0.97

第3.1.3.2.1.7.3表 地震加速度区分別の地震平均発生頻度

加速度区分	地震平均発生頻度 (/年)		発生頻度比 ②/①
	①ベースケース (第3.1.3.2.1.4.3表)	②感度解析ケース (SSHACハザード)	
区分1 (0.2G~0.4G)	1.4E-03	4.7E-03	3.4
区分2 (0.4G~0.6G)	1.2E-04	5.6E-04	4.6
区分3 (0.6G~0.8G)	2.2E-05	1.2E-04	5.4
区分4 (0.8G~1.0G)	4.6E-06	3.5E-05	7.7
区分5 (1.0G~1.2G)	1.5E-06	1.3E-05	8.5

第3.1.3.2.1.7.4表 炉心損傷頻度の感度解析結果

(SSHACハザードに係る感度解析)

加速度区分	①CDF (/炉年) (ベースケース) (第3.1.3.2.1.7.2表)		②CDF (/炉年) (感度解析:SSHACハザード)		CDF比 ②/①
	値	割合	値	割合	
区分1 (0.2G~0.4G)	5.8E-07	50.4%	1.6E-06	62.1%	2.65
区分2 (0.4G~0.6G)	1.0E-07	8.6%	3.8E-07	15.3%	3.83
区分3 (0.6G~0.8G)	4.8E-08	4.2%	8.2E-08	3.3%	1.69
区分4 (0.8G~1.0G)	1.6E-07	13.4%	1.5E-07	5.9%	0.95
区分5 (1.0G~1.2G)	2.7E-07	23.4%	3.3E-07	13.4%	1.23
合計	1.2E-06	100.0%	2.5E-06	100.0%	2.15

第3.1.3.2.1.7.5表 格納容器機能喪失頻度の感度解析結果

(メタクラ3D保護継電器取替に係る感度解析)

加速度区分	① C F F (/炉年) (ベースケース) (第3.1.3.2.1.5.6表 の区分毎の合計値)		② C F F (/炉年) (感度解析：取替後)		C F F 比 ②/①
区分1 (0.2G~0.4G)	5.0E-07	48.9%	5.0E-07	50.3%	1.00
区分2 (0.4G~0.6G)	7.5E-08	7.3%	7.5E-08	7.5%	1.00
区分3 (0.6G~0.8G)	4.0E-08	3.9%	4.0E-08	4.0%	1.00
区分4 (0.8G~1.0G)	1.4E-07	13.7%	1.4E-07	14.1%	1.00
区分5 (1.0G~1.2G)	2.7E-07	26.2%	2.4E-07	24.1%	0.90
合計	1.0E-06	100.0%	1.0E-06	100.0%	0.97

第3.1.3.2.1.7.6表 格納容器機能喪失頻度の感度解析結果
(特重施設に係る感度解析)

<水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δモード)>

加速度区分	特重施設を考慮しない C F F (①)	C F F 低減割合* (②)	特重施設の 地震損傷確率 (③)	特重施設を考慮した C F F (①×②+①×(1-②)×③)
区分1 (0.2G~0.4G)	4.6E-07	0.31	0	1.4E-07
区分2 (0.4G~0.6G)	6.6E-08		0	2.0E-08
区分3 (0.6G~0.8G)	3.6E-08		0	1.1E-08
区分4 (0.8G~1.0G)	1.3E-07		0	3.9E-08
区分5 (1.0G~1.2G)	1.9E-07		1.5E-02	6.0E-08
合計	8.7E-07	—	—	2.7E-07

※：内部事象出力運転時PRAにおける特重施設によるδモードのC F F低減割合
特重考慮あり 2.5E-07/特重考慮なし 7.9E-07=0.31 (第3.1.3.1.1.5.3.24表参照)

<格納容器過温破損(τモード)>

加速度区分	特重施設を考慮しない C F F (①)	C F F 低減割合* (②)	特重施設の 地震損傷確率 (③)	特重施設を考慮した C F F (①×②+①×(1-②)×③)
区分1 (0.2G~0.4G)	2.1E-10	0.23	0	4.7E-11
区分2 (0.4G~0.6G)	6.7E-12		0	1.5E-12
区分3 (0.6G~0.8G)	4.5E-11		0	1.0E-11
区分4 (0.8G~1.0G)	2.8E-10		0	6.3E-11
区分5 (1.0G~1.2G)	4.6E-10		1.5E-02	1.1E-10
合計	9.9E-10	—	—	2.3E-10

※：内部事象出力運転時PRAにおける特重施設によるτモードのC F F低減割合
特重考慮あり 1.3E-10/特重考慮なし 5.6E-10=0.23 (第3.1.3.1.1.5.3.24表参照)

第3.1.3.2.1.7.7表 格納容器機能喪失モード別の
格納容器機能喪失頻度の感度解析結果

(特重施設に係る感度解析)

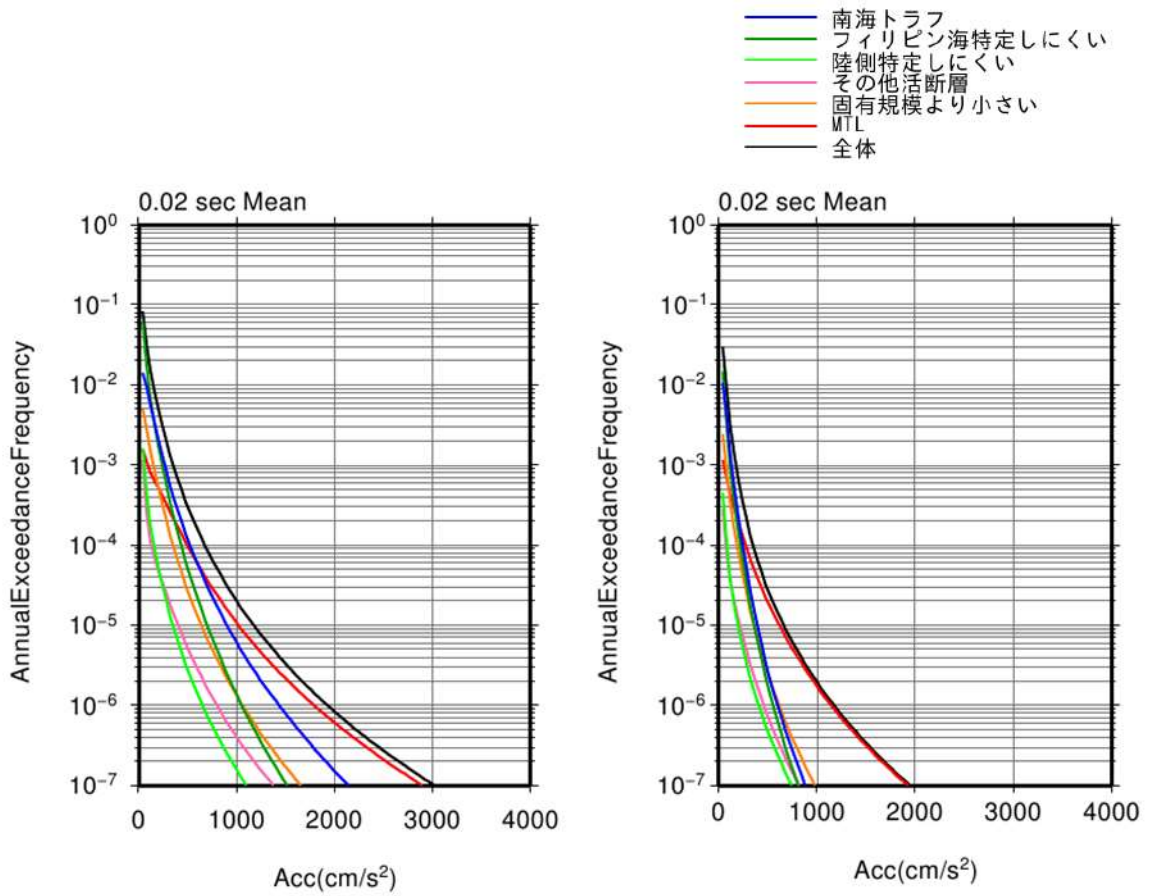
格納容器機能喪失モード※	① C F F (/炉年) (ベースケース)	② C F F (/炉年) (感度解析：特重施設考慮)	C F F 比 ②/①
δモード	8.7E-07	2.7E-07	0.31
τモード	9.9E-10	2.3E-10	0.23
δモードとτモード以外	1.2E-07	1.2E-07	1.0
合計	1.0E-06	4.0E-07	0.40

※：フィルタベント等により、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード）」及び「格納容器過温破損（τモード）」のみ，C F F 低減効果を考慮

第3.1.3.2.1.7.8表 格納容器機能喪失モード別の
格納容器機能喪失頻度の感度解析結果
(特重施設及びSSHACハザードに係る感度解析)

格納容器機能喪失モード※	CFF (/炉年) (感度解析：特重施設及びSSHACハザード考慮)
δモード	5.8E-07
τモード	3.9E-10
δモードとτモード以外	2.2E-07
合計	8.0E-07

※：フィルタベント等により、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード）」及び「格納容器過温破損（τモード）」のみ、CFF低減効果を考慮



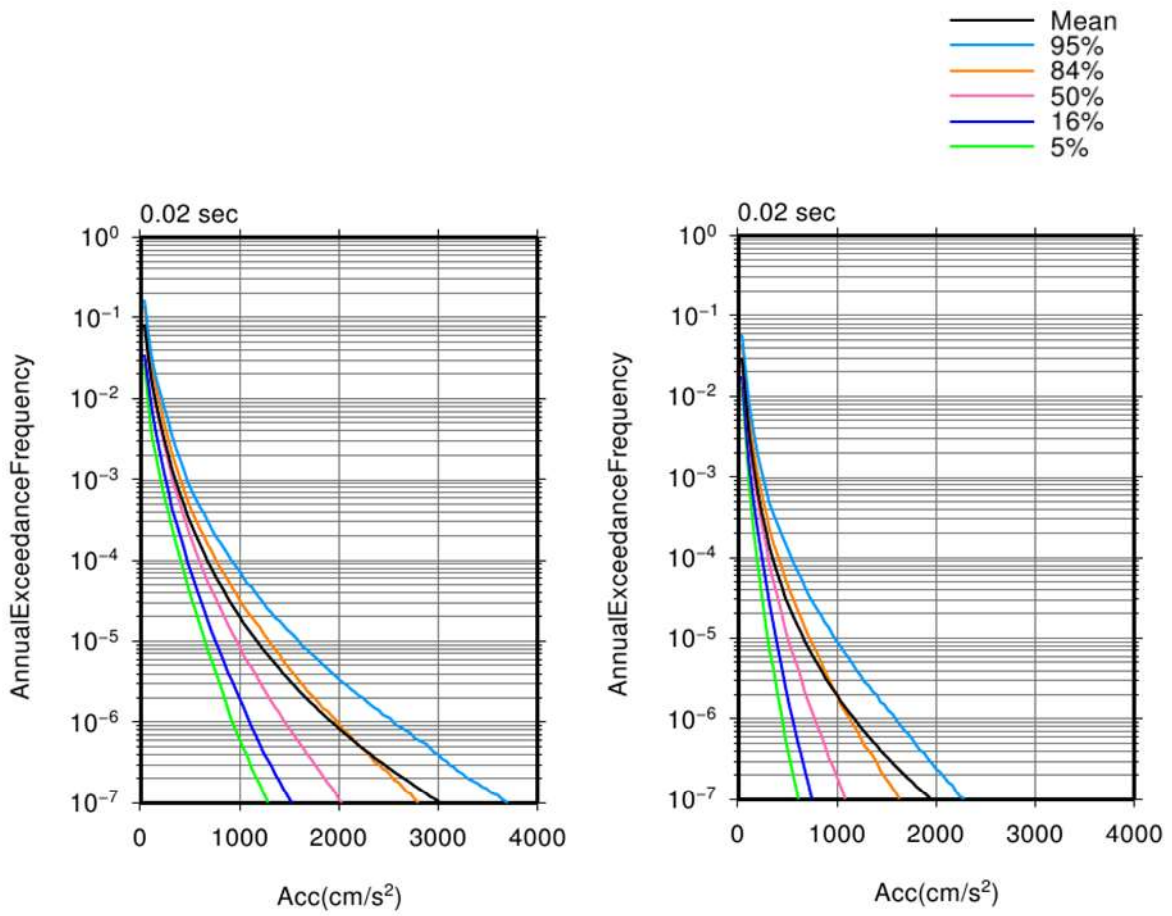
(水平方向)

(鉛直方向)

第 3. 1. 3. 2. 1. 7. 1 図 平均地震ハザード曲線及び震源ごとのハザード曲線

(周期 0.02 秒)

(伊方SSHACプロジェクト最終報告書⁽¹⁾より抜粋)

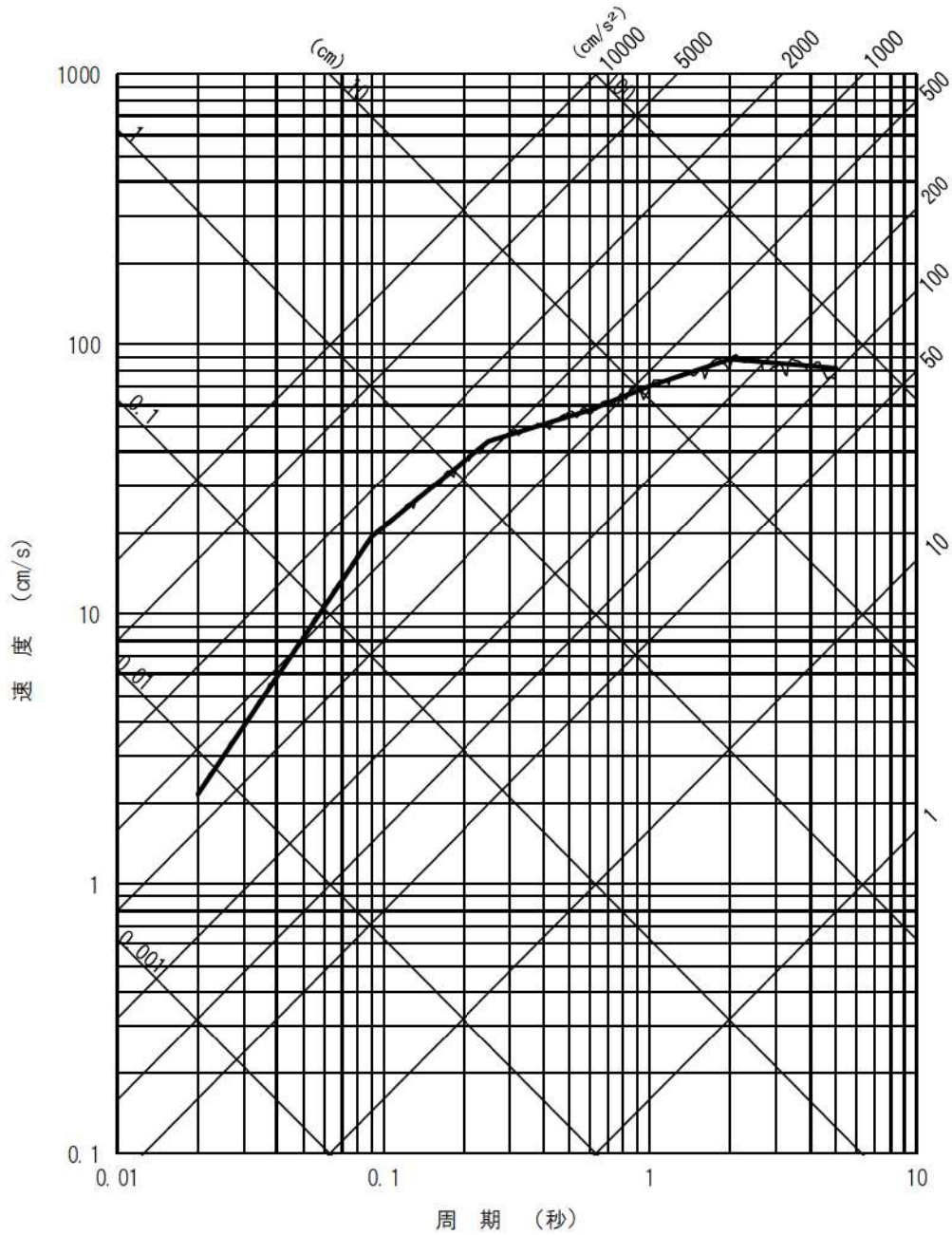
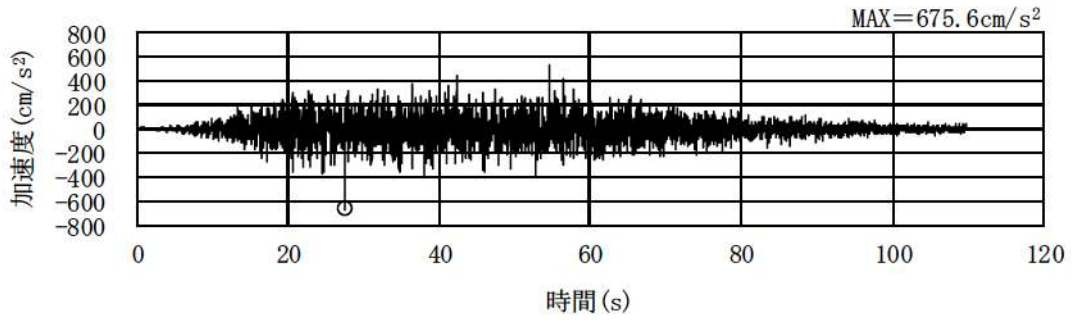


(水平方向)

(鉛直方向)

第3.1.3.2.1.7.2図 フラクタイル地震ハザード曲線 (周期0.02秒)

(伊方SSHACプロジェクト最終報告書⁽¹⁾より抜粋)



(加速度応答スペクトル)

第3.1.3.2.1.7.3図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波

3.1.3.2.2 津波出力運転時P R A

3.1.3.2.2.7 第2回安全性向上評価届出（評価時点：令和4年1月24日）に係る津波出力運転時P R A

第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降、非常用ガスタービン発電機設置、蓄電池（3系統目）設置及び特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）設置の工事を実施し、運用を開始した。

このため、本評価では、第1回安全性向上評価における津波出力運転時P R A（以下「津波P R A」という）結果に対して、以下の工事による影響を確認した。

- ・非常用ガスタービン発電機設置
- ・蓄電池（3系統目）設置
- ・特重施設設置

(1) 炉心損傷頻度評価

非常用ガスタービン発電機設置及び蓄電池（3系統目）設置に伴う炉心損傷頻度（以下「C D F」という。）への影響を確認した。

特重施設設置については、格納容器機能喪失頻度（以下「C F F」という。）への影響を確認した。なお、今後、特重施設設置に伴うC D Fへの影響を確認する予定である。

a. 非常用ガスタービン発電機設置に係る感度解析

非常用ガスタービン発電機設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

全交流動力電源喪失発生時において、空冷式非常用発電装置に加え、非常用ガスタービン発電機による交流電源の回復に期待す

ることができる。このため、第1回安全性向上評価の津波PRAにおける空冷式非常用発電装置の津波損傷等の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCDFが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、CDFが約10%低減することを確認した。

b. 蓄電池（3系統目）設置に係る感度解析

蓄電池（3系統目）設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

全交流動力電源喪失発生時において、安全系蓄電池に加え、蓄電池（3系統目）からの直流電源に期待することができる。このため、第1回安全性向上評価の津波PRAにおける安全系蓄電池の津波損傷等の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCDFが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、安全系蓄電池のFV重要度が非常に小さく、有意な低減効果がないことを確認した。

(2) 格納容器機能喪失頻度評価

非常用ガスタービン発電機設置、蓄電池（3系統目）設置及び特重施設設置に伴うCFRへの影響を確認した。

a. 非常用ガスタービン発電機設置に係る感度解析

非常用ガスタービン発電機設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

全交流動力電源喪失発生時において、空冷式非常用発電装置に加え、非常用ガスタービン発電機による交流電源の回復に期待することができる。このため、第1回安全性向上評価の津波PRA

における空冷式非常用発電装置の津波損傷等の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCFFが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、CFFが約18%低減することを確認した。

b. 蓄電池（3系統目）設置に係る感度解析

蓄電池（3系統目）設置のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

全交流動力電源喪失発生時において、安全系蓄電池に加え、蓄電池（3系統目）からの直流電源に期待することができる。このため、第1回安全性向上評価の津波PRAにおける安全系蓄電池の津波損傷等の機能喪失要因別FV重要度の合計分に相当するCFFが低減するものと仮定して評価を行った。

評価の結果、安全系蓄電池のFV重要度が非常に小さく、有意な低減効果がないことを確認した。

c. 特重施設設置に係る感度解析

特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベント（以下「フィルタベント等」という。）により、原子炉格納容器の過圧破損防止が期待できる。「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」及び「格納容器過温破損（ τ モード）」を対象シーケンスとし、特重施設によるフィルタベント等のリスク低減効果を確認するため、感度解析を実施した。

(a) 手法

第2回安全性向上評価における内部事象出力運転時PRAにおいて、格納容器イベントツリーにおける「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」及び「格納容器過温破損（ τ

モード)」に至る事故シーケンス終端に対して、特重施設イベントツリーを個別に接続し、フィルタベント等のリスク低減効果を評価している。特重施設イベントツリーについては、津波P R Aにおいても同様と考え、津波P R Aで作成した格納容器イベントツリーにおける「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)」及び「格納容器過温破損 (τ モード)」に至る事故シーケンスに対して、内部事象出力運転時P R Aにおける「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)」及び「格納容器過温破損 (τ モード)」のC F F低減効果が期待できると仮定して評価を行った。なお、特重施設内や1次系建屋内へ浸水有りの場合には特重施設が期待できないことが考えられるため、これらの場合には、特重施設に期待しないこととした。

(ロ) 結果

津波シナリオ区分別のC F Fを第3.1.3.2.2.7.1表に示す。なお、第3.1.3.2.2.7.1表については参考資料5に示す。また、格納容器機能喪失モード別のC F Fを第3.1.3.2.2.7.2表に示す。内部事象出力運転時P R Aの結果を活用した評価により、1次系建屋内への浸水無しの場合において、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)」のC F Fが約6割低減、「格納容器過温破損 (τ モード)」のC F Fが約7割低減することを確認した。また、全格納容器機能喪失モードのC F Fが約4割低減することを確認した。

第3.1.3.2.2.7.1表 津波シナリオ区分別，1次系建屋浸水有無別の
格納容器機能喪失頻度の感度解析結果
(特重施設に係る感度解析)

参考資料5に記載する。

第3.1.3.2.2.7.2表 格納容器機能喪失モード別の
格納容器機能喪失頻度の感度解析結果

(特重施設に係る感度解析)

格納容器機能喪失モード※	① C F F (/炉年) (ベースケース)	② C F F (/炉年) (感度解析：特重施設考慮)	C F F 比 ②/①
δ モード (1次系建屋浸水無し)	1.4E-08	5.6E-09	0.40
τ モード (1次系建屋浸水無し)	7.2E-11	2.4E-11	0.33
上記以外	7.9E-09	7.9E-09	1.0
合計	2.2E-08	1.4E-08	0.64

※：フィルタベント等により，1次系建屋浸水無しの「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」及び「格納容器過温破損（ τ モード）」のみ，C F F 低減効果を考慮

3.1.3.3 被ばく評価

3.1.3.3.1 格納容器健全の場合（炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合）

第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降、炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地境界における実効線量評価について、より現実的な評価の観点から、放射性物質の除去効果や風向効果に係る感度解析を実施した。また、線量寄与の参考となる情報として、核種グループごとや寄与の大きい核種の放出放射エネルギーの換算値、被ばく線量とおおよそ相関がある核種ごとの放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種の整理を追加した。

評価に当たっては、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル3 PRA編）：2018」（以下「レベル3 PRA学会標準」という。）を参考とした。

(1) ソースタームの設定

「3.1.3.1.1.5.4(1) 放出カテゴリのソースターム評価」の第3.1.3.1.1.5.4.4表に示すソースターム評価の結果を使用した。大気中への放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びI-131等価量換算値（小児実効線量係数換算）を第3.1.3.3.1.1表及び第3.1.3.3.1.2表に示す。

(2) 気象情報の収集

大気中に放出された放射性物質の空气中濃度及び地表面濃度の計

算に必要となる、敷地を代表する気象情報（年間の風向、風速、大気安定度及び降雨量の時間別データ並びに季節ごとの混合層高さのデータ）を調査及び収集し、評価に用いる気象データ及び混合層高さの設定に活用した。

(3) 気象シーケンスの選定

伊方発電所の気象データを基に、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定した。

a. 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、伊方発電所における2001年1月～2001年12月の1年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、最新の気象状態と比較して特に異常ではないことを確認している。

b. 気象シーケンス

気象シーケンスは、年間8760時間分の気象データを基に、第3.1.3.3.1.1図に示すとおり1時間ずつ開始点をずらした120時間分の連続したデータを1セットとして作成した8760通りの気象シーケンスを対象に評価を実施した。

(4) 大気拡散及び沈着の評価

大気中に放出された放射性物質の拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算した。大気拡散評価及び沈着評価の条件を第3.1.3.3.1.3表に示す。

a. 大気拡散評価

大気拡散評価には、気象条件に従い放射性物質の拡散及び沈着

の計算ができるMACCS2コードを用いた。MACCS2コードには、MAAPコードで計算した核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を入力するが、MAAPコードが放射性物質等を12の核種グループに分けて計算するのに対して、MACCS2コードでは9の核種グループに分けて入力するため、第3.1.3.3.1.2図に示すとおり再分類して入力した。MACCS2コードに入力する核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を第3.1.3.3.1.4表に示す。

MACCS2コードでは、放射性物質の放出形態を考慮してプルームを最大4つまで分割することができる。また、拡散モデルはガウスプルームモデルであり、拡散中の放射性崩壊も考慮している。

本評価においては、プルームを4つに分割した。また、各プルームの放出期間中に大気安定度が変化する場合は、その瞬間の拡散幅を気象指針に合わせて連続的に変化させるとともに、各プルームの進行方向については、各放出開始時刻の風向に依存せず、評価点に向かって直進する保守的なモデルを使用した。

b. 沈着評価

MACCS2コードでは、プルームからの放射性物質の地表面への沈着を考慮した。沈着は、重力等による乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮し、沈着により放射性物質がプルームから除去されるものとした。

(5) 被ばく線量評価

原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された

放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を基に、敷地境界における被ばく線量（小児実効線量）を評価した。

a. 被ばく経路

事象発生に伴い大気中に放射性物質が放出された場合、敷地境界外においては、被ばく低減の観点から、状況に応じて安定ヨウ素剤の服用、屋内退避等の防護措置を実施するが、本評価においては保守的な評価となるよう、これらの防護措置は考慮しないものとした。なお、評価期間は7日間とした。

以上より、被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮した。

敷地境界における被ばく線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.3.1.3図及び第3.1.3.3.1.4図に示す。

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に敷地境界に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて敷地境界に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）による線量

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）による線量

(c) 被ばく経路③ 大気中に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被ばく

大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ

線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）による線量

- (d) 被ばく経路④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量

- (e) 被ばく経路⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量

b. 線量計算

線量計算に当たっては、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を算出し、実効線量を評価した。

被ばく経路①については、原子炉格納容器内の線源強度及び外部遮蔽の条件を基に計算した。原子炉格納容器内の線源強度は、原子炉格納容器内の気相部及び液相部において、それぞれ均一に分布しているものとし、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視した。また、計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し、線源からのガンマ線評価が可能なQADコード及びSCATTERINGコードを使用した。原子炉格納容器内線源からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.3.1.5表に示す。また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉格納容器内の積算線源強度を第3.1.3.3.1.6表に示す。

被ばく経路②から被ばく経路⑤については、大気拡散評価及び

沈着評価を基にMACCS 2コードを用いて評価した。

被ばく経路④及び被ばく経路⑤の吸入摂取による被ばく線量については、マスクの着用やよう素剤の服用は考慮しない。

大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.3.1.7表に示す。

c. 評価結果

炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地境界における累積出現確率ごとの小児実効線量の評価結果を第3.1.3.3.1.5図に示す。

第3.1.3.3.1.5図は、気象シーケンスごとに評価した実効線量の結果を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が5%から95%の実効線量の幅及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を示している。全気象シーケンスの評価結果の平均値は約74mSvとなった。

被ばく経路別の全気象シーケンスの評価結果の平均値を第3.1.3.3.1.8表に示す。また、放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種を第3.1.3.3.1.9表に示す。

敷地境界線量の内訳は、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく並びに大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくが大部分を占めた。内部被ばく線量への寄与が大きい核種は、第3.1.3.3.1.9表に示すとおり、大気中への放出放射エネルギー（I-131等価量（小児実効線量係数換算））が大きいよう素類であると考えられる。

敷地境界における被ばく線量評価では、炉心損傷後において原

子炉格納容器の機能が維持されている場合において、防護対策なしで敷地境界に評価期間にわたり滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を求めているが、実際には公衆に対する早期の防護対策の実施が想定される。屋内退避等の措置により外部被ばく及び内部被ばくの影響低減が期待でき、さらに安定よう素剤の服用によりよう素の吸入摂取による内部被ばくの影響低減が考えられるため、公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。

(6) 不確実さ解析及び感度解析

炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地境界における実効線量の不確実さ解析を実施した。また、被ばく線量評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、被ばく線量への影響を評価した。

a. 不確実さ解析

(a) 不確実さの評価対象パラメータの抽出及び設定

MACCS2コードに入力するパラメータのうち、敷地境界における線量に対して影響が大きく、不確実さがあるパラメータとして、以下のパラメータを抽出した。

- ・湿性沈着係数
- ・乾性沈着速度
- ・呼吸率
- ・再浮遊係数

これらのパラメータに対して、第3.1.3.3.1.10表に示すとおり、不確実さの幅及び分布を設定した。また、MACCS2コードに入力するソースタームについては、「3.1.3.1.1.5.4(2)a.

(a) 不確実さ解析」の結果を用いた。

(b) 不確実さ解析結果

「(a) 不確実さの評価対象パラメータの抽出及び設定」で設定したパラメータの不確実さの幅及び分布並びにソースターム評価の不確実さ解析結果について、モンテカルロ手法を用いてパラメータの組み合わせを設定し、MACCS2コードに入力して実効線量の不確実さを評価した。不確実さ解析の結果、全ケースの中で累積出現確率 95%の実効線量が最小となるケースでは、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約 63mSv となった。また、全気象シーケンスの中で累積出現確率 95%の実効線量が最大となるケースでは、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約 96mSv となった。

b. 感度解析

感度解析は、評価結果に有意な影響を与えると考えられるモデル、データに関する不確実さ要因又は解析上の仮定、条件、機器故障、人的過誤等の因子を選定して、結果への潜在的な影響を把握するために実施した。

本評価では、以下について解析を実施した。

- ・アニュラス空気再循環設備の起動時間に係る感度解析
- ・解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析（現実的な評価条件等による解析）
- ・格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析
- ・風向効果に係る感度解析
- ・格納容器貫通部での沈着効果及び風向効果に係る感度解析

(a) アニュラス空気再循環設備の起動時間に係る感度解析

「(5) 被ばく線量評価」において、事故発生の60分後に起動するものとして評価を実施したが、感度解析では「3.1.3.1.1.5.4(2)a.(b) 感度解析」と同様に、起動操作が20分遅れた場合を仮定した評価を実施した。

感度解析の結果、全気象シーケンスの実効線量の平均値は約83mSvとなった。

(b) 解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析

原子炉格納容器内線源からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについて、現実的な線量結果を与えるモンテカルロ解析コードを使用して評価を実施した。また、放出放射能による被ばくについて、第3.1.3.3.1.1図で示した8760通りの気象シーケンスにおける風向の出現頻度に応じて放出放射能が拡散する、より現実的な条件でMACCS2コードを使用して評価を実施した。

感度解析の結果、全気象シーケンスの実効線量の平均値は約16mSvとなった。

(c) 格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析

格納容器貫通部除去効果を考慮した場合、「3.1.3.1.1.5.4(2)a.(b) 感度解析」と同様に、粒子状物質の放出量が低減し、敷地境界における被ばく線量も低減する。このため、第3.1.3.3.1.11表に示す格納容器貫通部除去効果を考慮した感度解析を実施した。第3.1.3.3.1.11表以外の放出放射エネルギーの評価条件は、「3.1.3.1.1.5.4(1) 放出カテゴリのソースターム評価」の第3.1.3.1.1.5.4.2表に示す放出放射エネルギー評価条件（格納容器健全）とした。また、原子炉格納容器内線源からの直接ガンマ線及び

スカイシャインガンマ線による被ばくについては、「(b) 解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析」で用いた現実的な線量結果を与えるモンテカルロ解析コードを使用した評価とした。

感度解析の結果、放射性物質の放出放射エネルギーは第 3.1.3.3.1.12 表に、敷地境界における被ばく線量は第 3.1.3.3.1.13 表に示すとおりである。格納容器貫通部での沈着効果を考慮することにより、粒子状物質の放出量が低減し、ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値や I-131 等価量換算値での放出放射エネルギーが低減したことに伴い、全気象シーケンスの実効線量の平均値は約 34mSv となった。

(d) 風向効果に係る感度解析

風向効果に係る感度を確認するため、気象シーケンスにおける方位別の相対濃度及び相対線量を用いて風向を考慮する解析を実施した。なお、風向を考慮する解析については参考資料 5 に示す。第 3.1.3.3.1.14 表に方位別線量評価条件を示す。

4. 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに以下の式のとおり計算した。

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

ここで、

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(x/Q)_i$: 時刻 i の相対濃度 (s/m³)

δ_i^d : 時刻*i*で、風向が評価対象*d*の場合($\delta_i^d=1$)

時刻*i*で、風向が評価対象外の場合($\delta_i^d=0$)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sum_{yi} \sum_{zi} U_i}$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

ここで、

U_i : 時刻*i*の放出源を代表する風速(m/s)

\sum_{yi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の水平方向
(*y*方向)の拡がりのパラメータ(m)

\sum_{zi} : 時刻*i*の建屋の影響を加算した濃度の鉛直方向
(*z*方向)の拡がりのパラメータ(m)

σ_{yi} : 時刻*i*の濃度の*y*方向の拡がりパラメータ(m)

σ_{zi} : 時刻*i*の濃度の*z*方向の拡がりパラメータ(m)

A : 建屋などの風向方向の投影面積(m²)

c : 形状係数(-)

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)における相関式を用いて計算した。

ロ. 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、評価点ごとに以下の式のとおり計算した。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_0 \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

- D/Q : 評価点 $(x, y, 0)$ における相対線量 ($\mu \text{ Gy/Bq}$)
- (K_1/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数^(注)
- $$\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}} \right)$$
- E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)
- μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数^(注)
- ($1/\text{m}$)
- μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数^(注) ($1/\text{m}$)
- r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)
- $B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数^(注) (-)
- $\chi(x', y', z')$: (x', y', z') の濃度 (Bq/m^3)

(注) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」昭和51年9月28日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂

また、原子炉格納容器内線源からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、「(b) 解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析」で用いた現実的な線量結果を与えるモンテカルロ解析コードを使用した評価とした。

感度解析の結果、第3.1.3.3.1.15表に示すとおり、全気象シナシケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量は、約16mSvとなった。「(b) 解析手法並びに風向の出現頻度に係る感度解析」にて実施したより現実的な条件での評価結果と同様となった。

(e) 格納容器貫通部での沈着効果及び風向効果に係る感度解析

「(c) 格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析」及び「(d) 風向効果に係る感度解析」の評価条件を考慮した感度解析を実施した。

感度解析の結果、第 3.1.3.3.1.16 表に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量は、約 15mSv となった。

また、「(c) 格納容器貫通部での沈着効果に係る感度解析」、
「(d) 風向効果に係る感度解析」及び「(e) 格納容器貫通部での沈着効果及び風向効果に係る感度解析」の被ばく経路別の内訳を第 3.1.3.3.1.7 図に示す。

3.1.3.3.2 管理放出が行われる場合

第1回安全性向上評価届出の評価時点（平成30年11月28日）以降，第1回安全性向上評価における確率論的リスク評価の結果を踏まえて抽出した追加措置「特定重大事故等対処施設」（以下「特重施設」という。）設置の工事を実施し，運用を開始した。特重施設に設置するフィルタベントにより管理放出が行われる場合には，放出形態が異なるため，第1回安全性向上評価における敷地境界における実効線量評価結果と異なることが予想される。

第1回安全性向上評価における敷地境界における実効線量評価結果に対して，特重施設設置の工事による影響を確認するため，炉心損傷後において管理放出が行われる場合について，敷地境界における実効線量評価を実施した。評価に当たっては，一般社団法人日本原子力学会が発行したレベル3 P R A 学会標準を参考とした。

(1) ソースタームの設定

ソースタームの設定については参考資料5に示す。

(2) 気象情報の収集

気象情報の収集については参考資料5に示す。

(3) 気象シーケンスの選定

気象シーケンスの選定については参考資料5に示す。

(4) 大気拡散及び沈着の評価

気象シーケンスの選定については参考資料5に示す。

(5) 被ばく線量評価

被ばく線量評価の詳細については参考資料5に示す。

炉心損傷後において管理放出が行われる場合の敷地境界における小児実効線量の評価結果を第3.1.3.3.2.6図に示す。全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量は、約37mSvとなった。

被ばく経路別の全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量を第3.1.3.3.2.9表に示す。

敷地境界における被ばく線量評価では、炉心損傷後に管理放出が行われる場合において、防護対策なしで敷地境界に評価期間にわたり滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を求めているが、実際には公衆に対する早期の防護対策の実施が想定される。実効線量に対するクラウドシャインガンマ線による外部被ばくの寄与が大きいことを踏まえると、屋内退避や避難等の措置により外部被ばくの影響低減が考えられるため、公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。

(6) 不確実さ解析及び感度解析

不確実さ解析及び感度解析については参考資料5に示す。

第3.1.3.3.1.1表 大気中への放出放射能量（被ばく線量評価対象核種）
（格納容器健全）

（ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値）

核種グループ	放出放射能量（Bq）
X e 類	約 7.0E+15
I 類	約 7.1E+14
C s 類	約 3.5E+13
T e 類	約 3.8E+13
S r 類	約 4.0E+12
R u 類	約 8.0E+12
L a 類	約 2.7E+11
C e 類	約 6.4E+11
B a 類	約 1.1E+12
合計	約 7.8E+15

（X e 類の主な核種の放出放射能量）

核種	放出放射能量（Bq）
K r - 8 8	約 1.1E+15
X e - 1 3 3	約 3.6E+15
X e - 1 3 5	約 2.2E+15
小計	約 6.8E+15

第3.1.3.3.1.2表 大気中への放出放射能量（被ばく線量評価対象核種）
（格納容器健全）

（I-131等価量換算値）

核種グループ	放出放射能量 (Bq)
Xe類	約 0.0E+00
I類	約 8.2E+13
Cs類	約 4.3E+12
Te類	約 9.2E+12
Sr類	約 2.8E+11
Ru類	約 2.0E+12
La類	約 4.9E+11
Ce類	約 2.2E+12
Ba類	約 3.4E+11
合計	約 1.0E+14

（I類の主な核種の放出放射能量）

核種	放出放射能量 (Bq)
I-131	約 6.4E+13
I-133	約 1.4E+13
小計	約 7.9E+13

第3.1.3.3.1.3表 大気拡散評価及び沈着評価の条件

(格納容器健全)

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針 ^(注1) 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
気象データ	伊方発電所における1年間の気象データ(2001.1~2001.12)	伊方発電所において観測された1年間の気象資料を使用。風向風速データは、最新の気象状態と比較して特に異常ではないことを確認。
混合層高さ	300m	日中混合層高さ350mを保守的に切り捨てた値
建屋の投影面積	3,500m ²	設置変更許可申請書添付書類六に基づく地上放出のみ考慮
形状係数	0.5	同上
放出高さ	排気筒 30m 地上 0m	放出高さについては、設計基準事故時の排気筒有効高さのうち各方位の排気筒有効高さの最小値
放射性物質の放出源から評価点までの距離	500m	炉心から敷地境界までの最短距離を設定
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ Λ：湿性沈着係数 R：降雨強度 (mm/h) a： 9.5×10^{-5} b：0.8	同上

(注1)発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

(注2)米国NUREG/CR-4551Vol.2, "Evaluations of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters"

第3.1.3.3.1.4表 炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合

(格納容器健全)

(事故後7日間積算)

核種グループ	放出割合
希ガス類	約 9.6E-03
よう素類	約 2.7E-05
Cs類	約 1.1E-05
Te類	約 7.8E-06
Sr類	約 2.7E-07
Ru類	約 6.9E-07
La類	約 4.3E-09
Ce類	約 3.1E-08
Ba類	約 5.1E-07

第3.1.3.3.1.5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による
被ばく線量の評価条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
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核分裂生成物が均一に分布（原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する）	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
原子炉格納容器遮へい厚さ	ドーム部：0.3m(最薄部) 円筒部：1.1m 施工誤差については、 -5mmを考慮する。	建物の設計値に基づき設定
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	安全評価指針 ^(注) を参考に設定
線源中心から評価点までの距離	500m	炉心から敷地境界までの最短距離を設定
評価点敷地高さ	EL. +170m	炉心から敷地境界までの距離が最短となる方位の敷地高さを設定

(注) 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（原子力安全委員会）

第3.1.3.3.1.6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に
用いる原子炉格納容器内の積算線源強度（7日積算）

（格納容器健全）

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部 ^(注) (MeV)	液相部 ^(注) (MeV)
0.1	1.5E+23	4.8E+22
0.125	9.0E+21	3.0E+22
0.225	1.3E+23	2.2E+23
0.375	3.0E+23	5.2E+22
0.575	1.2E+24	5.4E+23
0.85	9.6E+23	4.5E+23
1.25	4.3E+23	1.8E+23
1.75	1.0E+23	2.4E+22
2.25	7.7E+22	1.1E+22
2.75	5.5E+21	3.1E+21
3.5	5.6E+20	8.5E+20
5	5.1E+19	1.7E+20
7	2.8E+11	2.4E+12
9.5	4.4E+10	3.7E+11

（注）気相部：原子炉格納容器内に浮遊又は沈着した放射性物質による積算線源強度

液相部：格納容器スプレイ等によって気相部から水中に移行した放射性物質による積算線源強度

第3.1.3.3.1.7表 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による
被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による
被ばく線量の評価条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
マスク着用による低減効果	考慮しない	放射線防護対策を考慮しないものとして設定
安定よう素剤	考慮しない	放射線防護対策を考慮しないものとして設定
呼吸率	$5.972 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$ ($5.16 \text{ m}^3/\text{d}$)	ICRP Publication 71を参照し、小児一日平均の呼吸率を設定
放射性物質の再浮遊	再浮遊による空气中濃度 = 地表面濃度 $\cdot A \cdot e^{-\lambda t}$ $\lambda = \ln 2/B$ 再浮遊係数A : $1.0 \times 10^{-5} \text{ 1/m}$ 再浮遊係数B : $1.6 \times 10^7 \text{ s}$	NUREG/CR-4551Vol.2 より設定

第3.1.3.3.1.8表 敷地境界における小児実効線量の評価結果
(格納容器健全)

(全気象シーケンスの平均値)

被ばく経路	小児実効線量 (mSv)
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく(直接・スカイシャイン線量)	約43
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく(クラウド外部線量)	約0.70
③ 大気中に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被ばく(グラウンド外部線量)	約5.7
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく(クラウド内部線量)	約24
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく(再浮遊吸入線量)	約0.32
合 計	約74

第3.1.3.3.1.9表 放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種

(格納容器健全)

(線量とおおよその相関がある核種ごとの放出放射エネルギーに着目した分析)

分類	ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算		I-131等価 小児実効線量係数換算
	希ガス含む	希ガス含まない	
	クラウドシャインガンマ線による 外部被ばくに寄与	グラウンドシャインガンマ線による 外部被ばくに寄与	内部被ばくに寄与
核種	Xe-133	I-132	I-131
	Xe-135	I-134	I-133
	Kr-88	I-135	Te-132
	I-132	I-133	Cs-137
	I-134	I-131	Cs-134
	上位5核種寄与割合： 94%程度 希ガスの寄与割合： 87%程度	上位5核種寄与割合： 89%程度 よう素の寄与割合： 同上	上位5核種寄与割合： 91%程度 よう素の寄与割合： 78%程度

第3.1.3.3.1.10表 不確かさ解析の条件（格納容器健全）

項目	上限値, 下限値	分布形	備考
呼吸率	上限値： $9.722 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$ 下限値： $4.167 \times 10^{-5} \text{ m}^3/\text{s}$	一様分布	ICRP Publication 71を参照して設定 上限値は小児呼吸率の最大値（軽度の活動時） 下限値は小児呼吸率の最小値（睡眠時）
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R：降雨強度（mm/h） 比例定数a 上限値： $1.14 \times 10^{-2} \text{ 1/s}$ 下限値： $2.73 \times 10^{-8} \text{ 1/s}$ 指数部b：0.664	対数一様分布	NUREG/CR-7155 ^(注) の値を参照して設定
乾性沈着速度	上限値：3cm/s 下限値：0.03cm/s	対数一様分布	NUREG/CR-4551Vol.2の値を参照して設定
放射性物質の再浮遊	再浮遊による空气中濃度 =地表面濃度・ $A \cdot e^{-\lambda t}$ $\lambda = \ln 2/B$ 再浮遊係数A 上限値： $1.0 \times 10^{-4} \text{ 1/m}$ 下限値： $1.0 \times 10^{-6} \text{ 1/m}$ 再浮遊係数B 上限値： $3.1 \times 10^7 \text{ s}$ 下限値： $2.6 \times 10^6 \text{ s}$	対数一様分布	NUREG/CR-4551Vol.2の値を参照して設定

(注)NUREG/CR-7155, “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project
Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the
Peach Bottom Atomic Power Station”

第3.1.3.3.1.11表 格納容器貫通部での沈着効果を考慮した
感度解析の条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
格納容器貫通部 除去効果 (DF)	粒子状物質：10 (設計漏えい分)	公開文献に基づき設定 ^(注1)

(注1) MHI-NES-1071 PWRプラント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

第3.1.3.3.1.12表(1/2) 格納容器貫通部での沈着効果を考慮した

大気中への放出放射エネルギー (格納容器健全)

(ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値)

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)
	格納容器貫通部での沈着効果あり
Xe類	約 7.0E+15
I類	約 6.8E+14
Cs類	約 3.5E+12
Te類	約 3.8E+12
Sr類	約 4.0E+11
Ru類	約 8.0E+11
La類	約 2.7E+10
Ce類	約 6.4E+10
Ba類	約 1.1E+11
合計	約 7.7E+15

第3.1.3.3.1.12表(2/2) 格納容器貫通部での沈着効果を考慮した

大気中への放出放射エネルギー (格納容器健全)

(I-131 等価量換算値)

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)
	格納容器貫通部での沈着効果あり
Xe類	約 0.0E+00
I類	約 8.0E+13
Cs類	約 4.3E+11
Te類	約 9.2E+11
Sr類	約 2.8E+10
Ru類	約 2.0E+11
La類	約 4.9E+10
Ce類	約 2.2E+11
Ba類	約 3.4E+10
合計	約 8.2E+13

第3.1.3.3.1.13表 格納容器貫通部での沈着効果を考慮した
敷地境界における小児実効線量の評価結果（格納容器健全）

（全気象シーケンスの平均値）

被ばく経路	小児実効線量（mSv）
	格納容器貫通部での沈着効果あり
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接・スカイシャイン線量）	約12
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく （クラウド外部線量）	約0.67
③ 大気中に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被ばく （グラウンド外部線量）	約4.6
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく （クラウド内部線量）	約16
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく （再浮遊吸入線量）	約0.21
合 計	約34

第3.1.3.3.1.14表 方位別線量評価条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	「第3.1.3.3.1.3表 大気拡散評価及び沈着評価の条件（格納容器健全）」と共通
気象データ	伊方発電所における1年間の気象データ（2001.1～2001.12）	
混合層高さ	300m	
建屋の投影面積	3,500m ²	
形状係数	0.5	
放出高さ	地上 0m	地上放出で代表
放射性物質の放出源から評価点までの距離	ENE : 520m E : 520m ESE : 510m SE : 500m SSE : 580m S : 680m SSW : 790m SW : 950m WSW : 890m	炉心から陸側各方位の敷地境界までの距離を設定

第3.1.3.3.1.15表 風向効果を考慮した敷地境界における

小児実効線量の評価結果（格納容器健全）

（全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量）

被ばく経路	小児実効線量 (mSv)
	風向効果あり
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接・スカイシャイン線量)	約12
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウド外部線量)	約0.093
③ 大気中に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被ばく (グラウンド外部線量)	約0.62
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく (クラウド内部線量)	約2.6
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく (再浮遊吸入線量)	約0.035
合 計	約16

第3.1.3.3.1.16表 格納容器貫通部での沈着効果及び風向効果を考慮した敷地境界における小児実効線量の評価結果（格納容器健全）

（全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量）

被ばく経路	小児実効線量 (mSv)
	格納容器貫通部での沈着効果あり 風向効果あり
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接・スカイシャイン線量)	約12
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウド外部線量)	約0.090
③ 大気中に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被ばく (グラウンド外部線量)	約0.49
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく (クラウド内部線量)	約1.8
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく (再浮遊吸入線量)	約0.023
合 計	約 15

第3.1.3.3.2.9表 敷地境界における小児実効線量の評価結果（管理放出）

（全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量）

被ばく経路	小児実効線量 (mSv)
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャイン線量）	約7.0
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウド外部線量）	約24
③ 大気中に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被ばく（グラウンド外部線量）	約0.45
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（クラウド内部線量）	約5.6
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく（再浮遊吸入線量）	約0.061
合 計	約 37

データ番号 ^(注1)	ケース1	ケース2	ケース 8760
1	D1 ^(注2)	D1	D1	D1	D1
2	D2	D2	D2	D2	D2
3	D3	D3	D3	D3	D3
...
119	D119	D119	D119	D119	D119
120	D120	D120	D120	D120	D120
121	D121	D121	D121	D121	D121
122	D122	D122	D122	D122	D122
...
8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760

(注1) データの並びは1月1日1時～12月31日24時までである。

(注2) Dn: n番目のデータ番号に対応する気象データ(風向, 風速, 大気安定度, 降雨量)

第3.1.3.3.1.1 図 気象シーケンスの設定(格納容器健全)

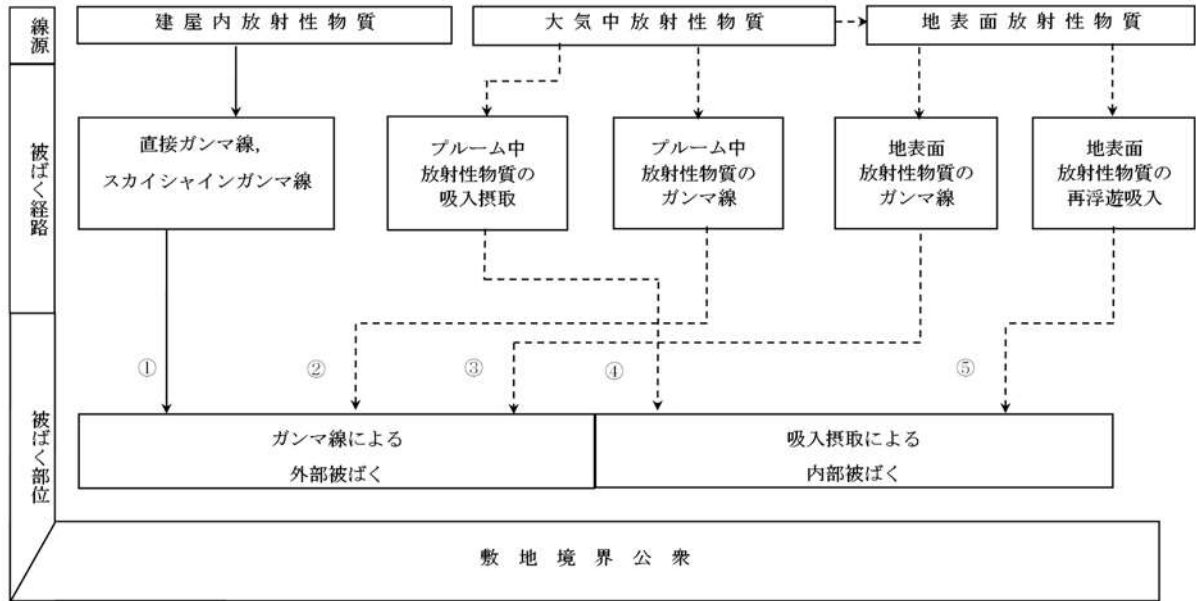
MAAPコード (代表核種)		MACCS2コード	
Group 1	Nobles	Group 1	希ガス類
Group 2 (注1)	CsI+RbI	Group 2 (注1)	よう素類
Group 3 (注2)	TeO ₂	Group 3 (注1)	Cs類
Group 4	SrO	Group 4 (注2)	Te類
Group 5	MoO ₂	Group 5	Sr類
Group 6 (注1)	CsOH+RbOH	Group 6	Ru類
Group 7	BaO	Group 7	La類
Group 8	La ₂ O ₃	Group 8	Ce類
Group 9	CeO ₂	Group 9	Ba類
Group 10 (注2)	Sb		
Group 11 (注2)	Te ₂		
Group 12 (注3)	UO ₂		

(注1) MACCS2コードの Group2 (よう素類) は、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) の放出割合から求める。また、MACCS2コードの Group3 (Cs類) は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) 及び Group6 (CsOH+RbOH) を考慮する。大気中への放出量は、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質量の比から、よう素と結合する Cs 類が全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6 (CsOH+RbOH) の Cs の放出量は、保守的に Group2 (CsI+RbI) の CsI 生成に伴う Cs 量の減少を無視して求める。

(注2) MACCS2コードの Group4 (Te類) は、MAAPコードの Group3 (TeO₂)、Group10 (Sb) 及び Group11 (Te₂) の放出割合から求める。

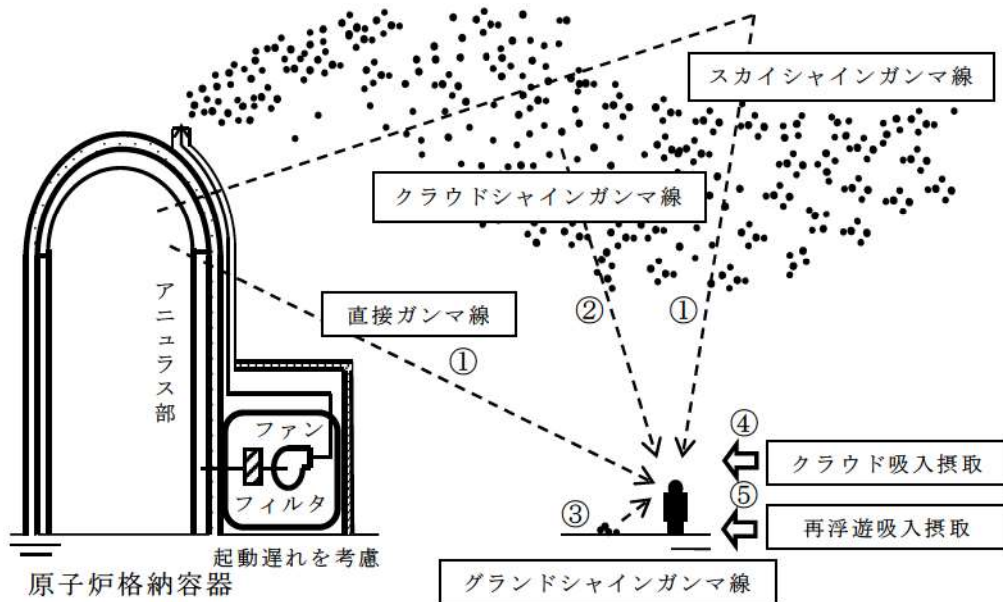
(注3) 線量評価対象の核種ではない。

第3.1.3.3.1.2 図 MAAPコード及びMACCS2コードの核種グループ分類 (格納容器健全)

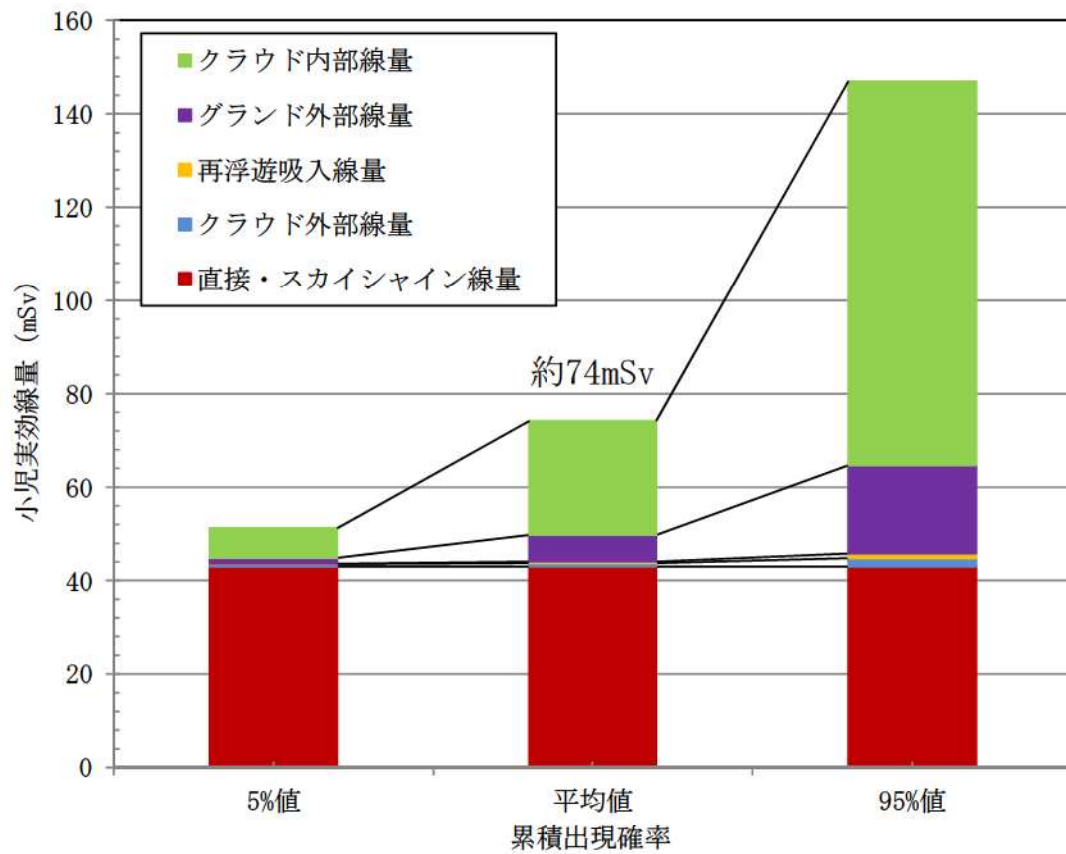


第 3.1.3.3.1.3 図 事故時の敷地境界における公衆の被ばく経路
(格納容器健全)

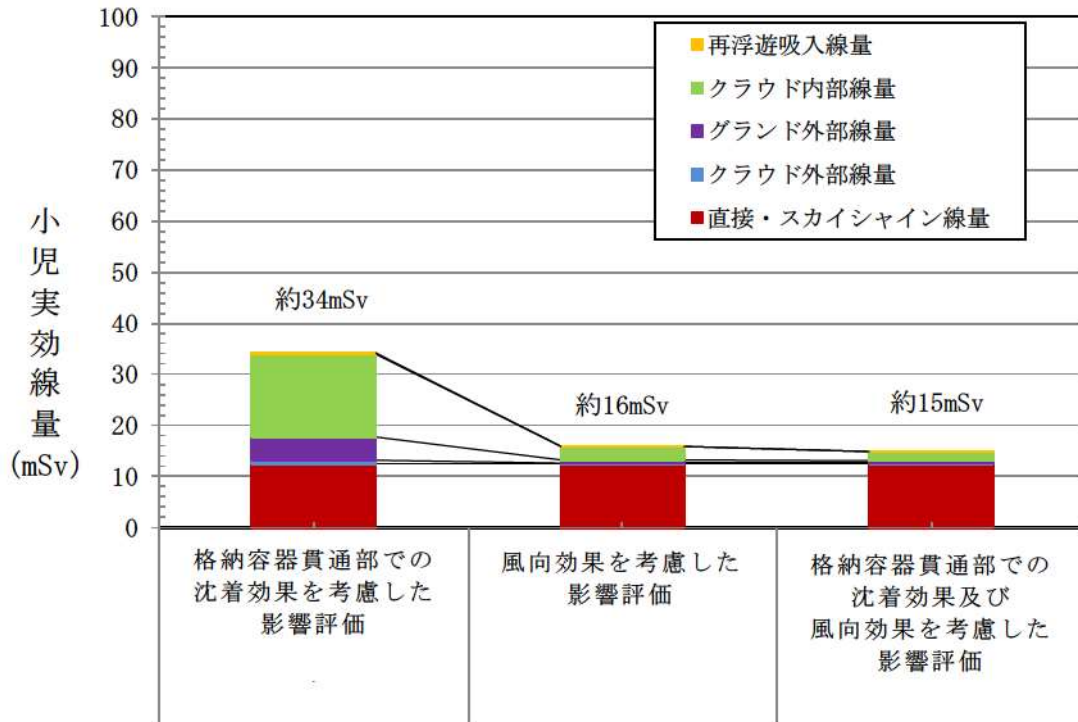
敷地境界における被ばく	① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく



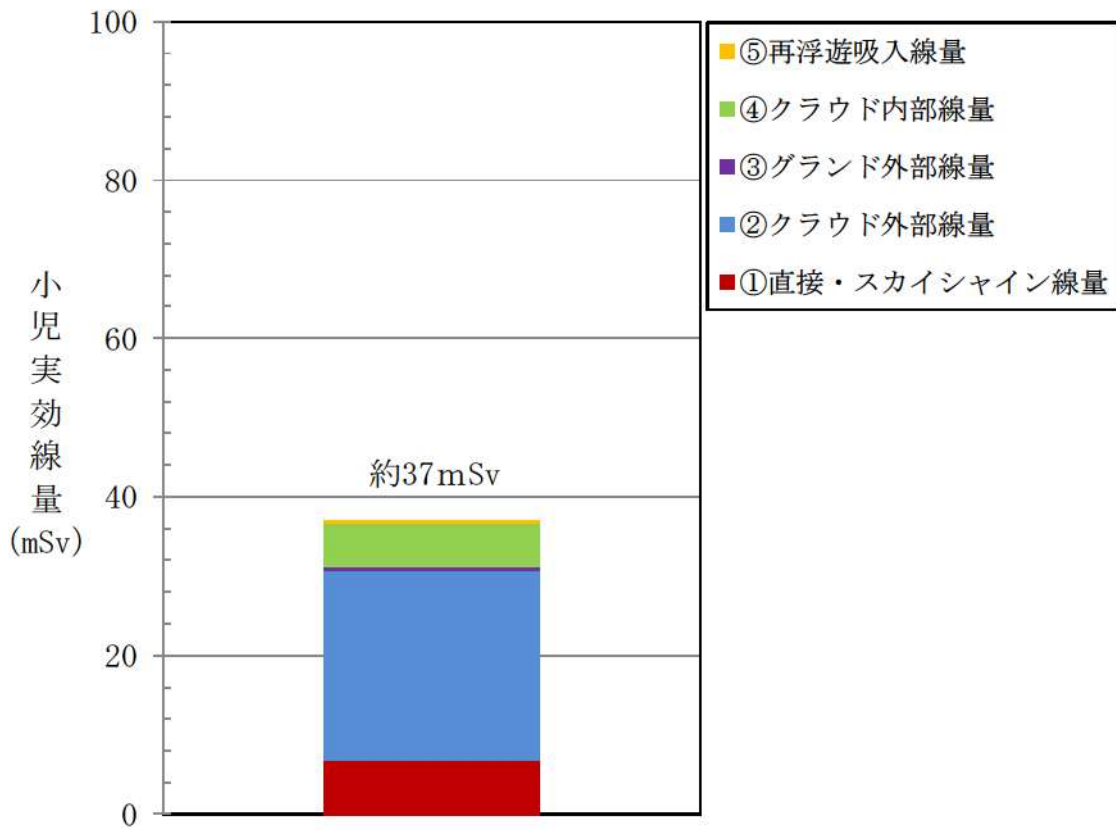
第 3. 1. 3. 3. 1. 4 図 被ばく経路イメージ (格納容器健全)



第 3. 1. 3. 3. 1. 5 図 敷地境界における小児実効線量の評価結果
(格納容器健全)



第 3.1.3.3.1.7 図 敷地境界における小児実効線量の評価結果
(感度解析結果) (格納容器健全)



第 3. 1. 3. 3. 2. 6 図 敷地境界における小児実効線量の評価結果
(管理放出)

3.1.3.4 P R Aにより抽出された追加措置

3.1.3.4.4 第2回安全性向上評価届出（評価時点：令和4年1月24日）

に係るP R Aより抽出された追加措置

第1回安全性向上評価においては、「3.1.3.1 内部事象P R A」及び「3.1.3.2 外部事象P R A」に示したP R Aの結果から現状のプラントの安全性をさらに向上させることを目的とし、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る主なシナリオとその要因を分析し、安全性向上のための追加措置を検討した。リスク寄与が大きな事故シーケンスに対する追加措置を優先的に検討するため、現状のプラント状態でのリスク評価結果を整理し、事故シーケンスグループごとのC D F及び事象（内部事象出力運転時及び内部事象停止時）ごとの全C D Fに対する割合並びに格納容器機能喪失モードごとのC F F及び事象（内部事象出力運転時）ごとの全C F Fに対する割合を分析した。

第2回安全性向上評価においては、内部事象出力運転時P R Aについて、P R Aモデル高度化等を反映し、非常用ガスタービン発電機等の設置、特定重大事故等対処施設の一部の機能を反映した評価を実施した。また、内部事象停止時P R A及び外部事象を対象としたP R Aについて、第1回安全性向上評価における評価結果や内部事象出力運転時P R A結果を活用した評価を実施した。追加措置の抽出は、内部事象P R A及び外部事象P R Aの詳細評価結果から総合的に検討することが望ましいと考え、次回届出以降に検討する。

3.1.3.5 P R A改善に向けた取組み方針

安全性向上評価におけるP R A実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案であることから、より現実的な評価を実施する事が望ましく、その目的に合うP R A手法及びP R Aモデルの改善が必要となる。

第2回安全性向上評価においては、第1回安全性向上評価届出の評価時点から引き続き、これまでの海外専門家によるレビュー結果等から得られた成果の反映として、P R Aモデルの高度化（人間信頼性解析への最新手法の適用、起因事象発生頻度の推定方法の変更等）、N R R Cが新たに整備した国内一般機器故障率の反映を行うなど、より現実的な評価を目指した取組みを実施している。今後も、更なる改善に向け、以下の項目を実施していく。

- ・国際的な水準に比肩するP R Aへの高度化を目指した活動である伊方3号プロジェクト及びBWRパイロットプラントの取組みを踏まえ、海外専門家レビュー結果等から得られる成果を反映し、引き続きP R Aモデルの高度化を実施する。
- ・地震P R Aについては、2018年度にフラジリティ評価やシステム評価の手法についての課題を電力大で検討して抽出した。引き続き、抽出された課題及び既に課題として明確となっていたS S Cの損傷が炉心損傷に直結するシナリオの精緻化について、解決に向けた方策検討を進めていく。
- ・地震P R Aについては、現実に即したP R A（G o o d P R A）の構築に向けたP R A改善活動「伊方3号プロジェクト」において、米国における確率論的地震ハザード解析（Probabilistic Seismic Hazard Analysis）の評価の手順を定めた Senior

Seismic Hazard Analysis Committee (以下「SSHAC」という。)ガイドラインのレベル3を適用した伊方SSHACプロジェクトの成果として得られた地震ハザードを活用することにより、信頼性の高い地震PRAを計画的に実施し、プラントの脆弱性をより適切に把握する。

PRA手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力大研究やNRRCの活用により、より効果的な取組みとなるよう進めていく。

3.1.3.6 過去に公表済みのPRA結果と解析条件の相違について

3.1.3.6.3 第1回安全性向上評価届出と第2回安全性向上評価届出
(評価時点：令和4年1月24日)の比較

3.1.3.6.3.1 内部事象出力運転時PRA

「3.1.3.1.1.5 第2回安全性向上評価届出(評価時点：令和4年1月24日)に係る内部事象PRA(レベル1,2)」に示したPRA結果に対し、第1回安全性向上評価に示したPRA結果及び解析条件との相違を整理した。

第3.1.3.6.18表に、第1回及び第2回安全性向上評価における内部事象出力運転時PRAの結果を示す。以下の解析条件による炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)及び格納容器機能喪失頻度(以下「CFR」という。)の相違を分析した。

- ・PRAモデル高度化
- ・機器故障率
- ・非常用ガスタービン発電機、蓄電池(3系統目)及び特定重大事故等対処施設の設置

(1) 解析条件

解析条件を第3.1.3.6.19表に示す。

第1回安全性向上評価における内部事象出力運転時PRAのSA対策ありの評価結果をベースケースとし、以下の各ケースにおいて相違を分析した。

ケース1：ベースケースに対して、PRAモデル高度化(HRA Calculator 手法の適用、起因事象発生頻度の見直し)、個別プラント故障率の適用(以下「PRAモデ

ル高度化等の適用」という。)を考慮

ケース2：ケース1に対して、国内一般機器故障率の適用、非常用ガスタービン発電機の設置（以下「国内一般機器故障率等の適用」という。）を考慮

ケース3：ケース2に対して、特定重大事故等対処施設及び蓄電池（3系統目）の設置（以下「特重施設等の設置」という。）を考慮

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.6.19表に示す。

ケース1：ベースケースに対して、PRAモデル高度化等の適用により、

CDF： $1.8E-06$ (/炉年) → $4.1E-06$ (/炉年)

CCF： $5.7E-07$ (/炉年) → $9.3E-07$ (/炉年)

となった。

第1回安全性向上評価における人的過誤評価の感度解析のとおり、HRA Calculator 手法を適用することによりCDFが増加し、ケース1の評価結果への影響の主な要因であることを確認した。また、CCFについても、CDF同様、HRA Calculator 手法を適用することにより増加する結果となった。

ケース2：ケース1に対して、国内一般機器故障率等の適用により、

CDF： $4.1E-06$ (/炉年) → $3.8E-06$ (/炉年)

CCF： $9.3E-07$ (/炉年) → $1.1E-06$ (/炉年)

となった。

CDFが低減，CFFが増加するものの，ベースケースからケース1ほどの大きな変動がないことを確認した。

ケース3：ケース2に対して，特重施設等の設置により，

CDF：3.8E-06（/炉年）→ 3.8E-06（/炉年）

CFF：1.1E-06（/炉年）→ 5.3E-07（/炉年）

となった。

「3.1.3.1.1.5.2(7)c. 感度解析」に示したとおり，蓄電池（3系統目）は，CDFに対する影響が軽微であることを確認した。一方，「3.1.3.1.1.5.3(7)a. 感度解析」に示したとおり，特定重大事故等対処施設は，格納容器機能喪失防止に対して大きな低減効果があり，CFFは大きく低減する結果となった。

以上より，第1回安全性向上評価と第2回安全性向上評価におけるCDF及びCFFの相違の大きな要因は，「人間信頼性解析手法におけるHRA Calculator手法の適用」であることを確認した。さらに，CFFについては，「特定重大事故等対処施設の設置」により大きく低減することを確認した。

第3.1.3.6.18表 伊方3号機の安全性向上評価における内的事象レベル1 PRA結果

項目		第1回安全性向上評価届出書	第2回安全性向上評価届出書
CDF (/炉年)		1.8E-06	3.8E-06
CCF (/炉年)		5.7E-07	5.3E-07
PRAモデル 高度化	人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> • THERP手法 (CDF感度解析にて、HRA Calculator 手法を適用) 	<ul style="list-style-type: none"> • HRA Calculator 手法
	起因事象発生頻度	<ul style="list-style-type: none"> • 起因事象発生頻度評価データ (～2016年) • 最尤推定値を用いた起因事象発生頻度推定 • 起因事象発生頻度に稼働率を未考慮 	<ul style="list-style-type: none"> • 起因事象発生頻度評価データ (～2018年) • 平均値を用いた起因事象発生頻度推定 • 起因事象発生頻度に稼働率を考慮
解析 条件	機器故障率	<ul style="list-style-type: none"> • 「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定 (1982年度～2010年度29ヵ年56基データ) JANSI-CFR-02 (2016年6月)」に記載されている国内故障率データ (29ヵ年データ) (CDF感度解析にて、個別プラント故障率を適用) • CCF Parameter Estimation 2012 	<ul style="list-style-type: none"> • 「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定 (2004年度～2010年度7ヵ年27基データ) (2021年9月)」に記載されている国内故障率データ (国内一般機器故障率) • CCF Parameter Estimation 2015
	特定重大事象等対処施設※ 非常用ガスタービン発電機 蓄電池 (3系統目)	なし	あり

※：特定重大事象等対処施設はCCFの評価のみ考慮

第3.1.3.6.19表 第1回安全性向上評価届出書と第2回安全性向上評価届出書の相違

項目	ベースケース	感度解析	ケース1	ケース2	ケース3
	第1回安全性向上評価 (SA対策あり)	第1回安全性向上評価 感度解析 (人的過誤評価)	ベースケースに対して、 PRAモデル高度化等 を考慮	ケース1に対して、 故障率、一部の新設設備 を考慮	ケース2に対して、 新設設備を考慮 (第2回安全性向上評価)
CDF (/炉年)	1.8E-06	4.2E-06	4.1E-06	3.8E-06	3.8E-06
CCF (/炉年)	5.7E-07	—	9.3E-07	1.1E-06	5.3E-07
起因事象 発生頻度	調査対象期間： ～2016.3.31 評価方法： 最尤推定値 稼働率未考慮	←	調査対象期間： ～2018.3.31 評価方法： 平均値 稼働率考慮	←	←
人間信頼性 解析	THERP手法	HRA Calculator 手法	←	←	←
機器故障率	29ヶ年データ	←	29ヶ年データ +個別プラントデータ	国内一般機器故障率	←
非常用 ガスタービン 発電機	なし	←	←	あり	←
特定重大事故 等対処施設※ 蓄電池 (3系統目)	なし	←	←	←	あり

※：特定重大事故等対処施設はCCFの評価のみ考慮