

1

使用済燃料の健全性評価について、評価対象とする使用済燃料の被覆管材料について明確にすること

玄海原子力発電所 2 号炉の使用済燃料ピットに貯蔵中の使用済燃料に使用されている被覆管材料は以下のとおりである。

燃料タイプ	使用済燃料の被覆管材料
39GWd/t 燃料及び 48GWd/t 燃料	<ul style="list-style-type: none"> • ジルカロイ - 4
55GW 燃料	<ul style="list-style-type: none"> • Sn-Fe-Cr-Nb 系ジルコニウム基合金 • Sn-Fe-Cr-Nb-Ni 系ジルコニウム基合金 • Sn-Fe-Nb 系ジルコニウム基合金

なお、クリープ評価においては以下の文献を引用しているが、文献[1]については、クリープ式の作成及びジルカロイ - 4 被覆管が適用できること、文献[2]について、ジルコニウム基合金被覆管について、文献[1]で作成したクリープ予測式が保守的に適用できることが示されている。

文献

- [1] 「04-基炉報-0001 平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験(燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書)」(平成 16 年 6 月 独立行政法人原子力安全基盤機構)
- [2] 「06-基炉報-0006 平成 18 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終成果報告書)」(平成 19 年 3 月 独立行政法人原子力安全基盤機構)

2

未臨界性評価における不確定性に係る燃料偏心について図を用いて示すこと。

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

SCALE コードの検証及び妥当性確認 (V&V) は下記のとおり。

今回の解析は、モンテカルロコードを用いた使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価であり、使用した SCALE コードのバージョンは、検証 (Verification) 及び妥当性確認 (Validation) に用いたバージョンと同じ Ver. 6.0 である。

なお、SCALE コードは使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価に幅広く使用されており、国内において使用済燃料貯蔵設備大規模漏えい時の未臨界性評価に係る多数の許認可実績を有するコードである。

【検証 (Verification)】

本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。

- ・コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認している。
- ・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。

【妥当性確認 (Validation)】

本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。

- ・ OECD/NEA によりまとめられた臨界実験ベンチマーク集 (INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS September 2010 Edition (OECD/NEA)) に登録されている臨界実験から、国内 PWR の燃料貯蔵設備及び燃料仕様等を考慮して選定した 147 ケースのベンチマーク解析を実施している。ベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もない。
- ・ベンチマーク解析において、軽水減速体系の臨界実験データ及びボロン添加ステンレス板を含む体系の臨界実験データ、更に MOX 燃料を用いた臨界実験データを使用した解析結果から、臨界計算に考慮すべき平均誤差及びその不確かさを適切に評価している。

なお、ベンチマーク解析を行うにあたっては、国内 PWR の燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲を包含する範囲を整理し、臨界実験を表のとおり選定した。

今回の解析における燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲は表に示す

燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲に包含されることを確認している。

表 選定したパラメータ範囲（製作公差を含まない）

項目		単位	燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲		選定した臨界実験のパラメータ範囲	
			MIN	MAX	MIN	MAX
燃料	ウラン燃料 ²³⁵ U濃縮度	wt%	1.60	4.80		
	MOX燃料 Pu含有率	wt%	5.5	10.9		
	燃料材径	mm	8.19	9.29		
	燃料要素径	mm	9.5	10.72		
	被覆材 材質	—	ジルコニウム合金			
	燃料要素ピッチ	mm	12.6	14.3		
	燃料体内の減速 材体積 ／燃料体積	—	1.88	2.00		
	燃料要素 配列条件	—	正方配列			
	体系条件	—	燃料体配列体系			
減速材	減速材	—	無／軽水			
	減速材密度	g/cm ³	0	約 1.0		
	減速材中の ほう素濃度	ppm	0	4400 以上		
ラックセル	ラックセル材質	—	無／SUS／B-SUS			
	SUS製ラックセル のほう素添加量	wt%	0	1.05		
反射体	反射体 材質	—	軽水 ／コンクリート			

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

また、選定した臨界実験（147 ケース）に対し、横軸に EALF（Energy corresponding to the Average neutron Lethargy causing Fission：核分裂に寄与する中性子平均エネルギー。）を、縦軸に C/E（C：計算値と E：測定値の比）をプロットしたものを図に示す。選定した臨界実験の EALF は本評価体系における冠水状態および低水密度での最適減速状態の EALF を含んでおり、また、147 ケースの臨界実験の C/E は 1 近傍であり精度よく一致している。



図 選定したベンチマーク実験の EALF と C/E の関係

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

玄海原子力発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書について 【添付書類六：追補】

令和元年12月12日
九州電力株式会社

〔枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。〕

目次

1. 使用済燃料の健全性評価について
2. 未臨界性の評価について
3. 使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の被ばくへの影響について
4. まとめ

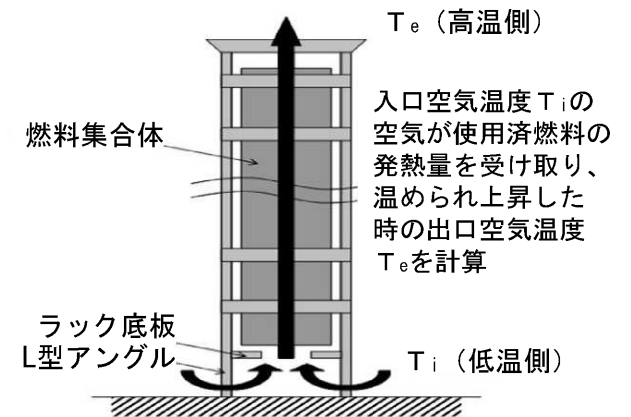
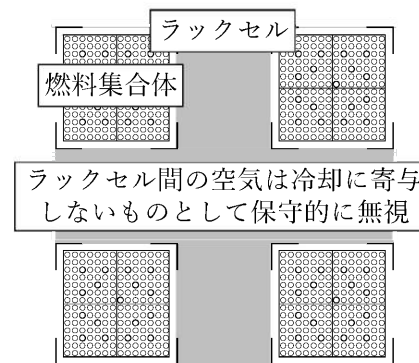
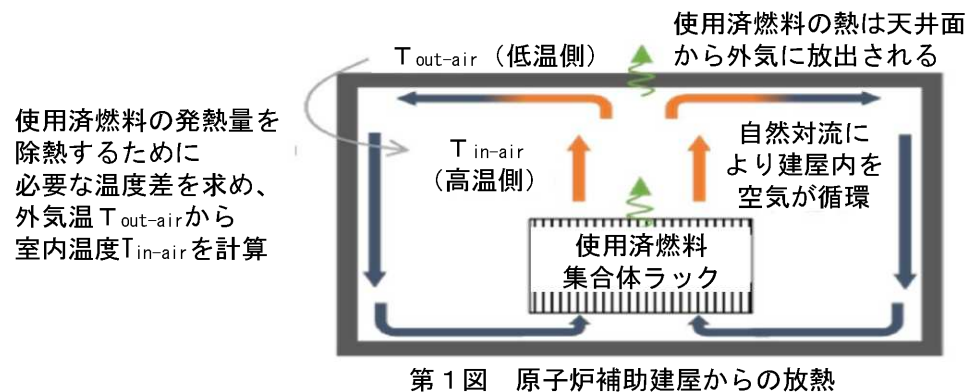
1. 使用済燃料の健全性評価について (1 / 5)

II. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

【評価の概要】

- 2号炉の使用済燃料ピット(以下「SFP」という。)には、貯蔵容量400体に対して使用済燃料254体が貯蔵されている。これら使用済燃料の総発熱量は、196kWであり、貯蔵中の使用済燃料1体当たりの最大発熱量は、1.08kWである。
- 2号炉のSFPの冷却水が全て喪失した場合において、燃料被覆管表面温度及び燃料被覆管のクリープ歪を評価し、燃料被覆管表面温度の上昇による燃料の健全性に影響はないことを確認した。

燃料被覆管表面温度評価	
評価概要・評価条件	<p><評価概要></p> <p>①SFP水が全て喪失し、使用済燃料の発熱による原子炉補助建屋内の空気温度が定常状態となる場合の原子炉補助建屋内空気温度を算出</p> <p>②自然対流熱伝達の計算により、燃料集合体の入口空気温度(原子炉補助建屋内空気温度)と使用済燃料の発熱による温度上昇から燃料集合体の出口空気温度を算出</p> <p>③燃料被覆管表面の熱伝達率と燃料集合体の出口空気温度から燃料被覆管表面温度を算出</p> <p><評価条件></p> <ul style="list-style-type: none"> ○使用済燃料からの発熱は建屋天井からのみ除熱 ○燃料ラックセル間の領域での冷却効果は無視し、ラックセルの正方形断面内の流路を実効的な流路として評価 ○空気の横流れ現象を保守的に無視し、燃料集合体の冷却は、全てが燃料集合体下部から流入するとして評価
	<p>結果評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ○燃料被覆管表面温度: 294℃



1. 使用済燃料の健全性評価について (2 / 5)

II. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

【評価の概要】 (続き)

燃料被覆管のクリープ歪評価	
評価概要・評価条件	<p><評価概要></p> <p>○SFP水が全て喪失し燃料被覆管温度が上昇した状態が1年間継続したとして燃料被覆管のクリープ歪を評価※</p> <p><評価条件></p> <p>○文献^{[1]、[2]、[3]}で示されるPWRの使用済燃料被覆管クリープ式を用いてクリープ歪を評価</p> <p>○原子炉運転中の酸化減肉及びSFP水が全て喪失した後の空気中での酸化減肉を考慮して評価</p>
結果評価	○1年後における燃料被覆管のクリープ歪:約0.04% (クリープ歪制限値 1% ^[1])

※使用済燃料ピットに貯蔵している使用済燃料の被覆管材料は以下のとおり

- 39GWd/t燃料及び48GWd/t燃料 : ジルカロイ-4
- 55GWd/t燃料 : Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金
Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金
Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金

[1]「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準: 2010」(2010年7月 一般社団法人 日本原子力学会)

[2]「04-基炉報-0001 平成15年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験(燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書)」
(平成16年6月 独立行政法人原子力安全基盤機構)

[3]「06-基炉報-0006 平成18年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終成果報告書)」
(平成19年3月 独立行政法人原子力安全基盤機構)

1. 使用済燃料の健全性評価について (3 / 5)

II. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

【各パラメータの根拠】

計算手順	入力パラメータ	値	根拠
原子炉補助建屋からの放熱計算 (原子炉補助建屋内空気温度計算)	使用済燃料の総発熱量 Q_{total}	196 kW	・ SFPに貯蔵されている使用済燃料254体の平成27年12月1日時点での評価 ・ 日本原子力学会推奨値及びORIGEN2にて崩壊熱を計算 [1]
	天井面積 A_{roof}	[]	伝熱面積として建屋の全天井面積を設定
	内表面熱伝達率 h_1	9 W/m ² K	建築分野で標準的に用いられる値を設定 [2]
	天井コンクリートの厚さ t_{con}	[]	建屋図面より設定
	コンクリートの熱伝導率 λ_{con}	2.6 W/m K	コンクリートの一般的な物性値を設定 [3]
	外表面熱伝達率 h_2	23 W/m ² K	建築分野で標準的に用いられる値を設定 [2]
	外気温度 $T_{out-air}$	70 °C	太陽の輻射効果を考慮して設定 [2]
自然対流熱伝達の計算 (燃料集合体の出口空気温度計算)	燃料集合体1体の発熱量 Q	1.08 kW	・ SFPに貯蔵されている使用済燃料254体のうち崩壊熱が最大となる燃料集合体1体の平成27年12月1日時点での評価 ・ 日本原子力学会推奨値及びORIGEN2にて崩壊熱を計算 [1]
	流路面積 A	0.032 m ²	ラックセルの正方形断面内の流路を実効的な流路と設定
	流れの等価直径 d_{ef}	$d_{ef}=4 \times A/L_f = 0.019$ m	Aと摩擦損失計算用濡れぶち長さ L_f より算出
	局所圧力損失 ζ	30	混合羽根付支持格子の圧損係数に基づき設定
燃料被覆管表面温度計算	熱の等価直径 d_{eh}	$d_{eh}= 4 \times A/L_h = 0.021$ m	Aと伝熱計算用濡れぶち長さ L_h より算出
	発熱長さ L	3.642 m	燃料棒有効長を設定
	ヒートアップファクタ PF	1.94	直近の運転サイクル中の最大値(実績値)を設定

[1] 「PWRの安全解析用崩壊熱について MHI-NES-1010改4」 (平成25年 三菱重工業株式会社)

[2] 「最新建築環境工学」田中俊六 他共著、井上書院

[3] 「コンクリート標準示方書」土木学会

1. 使用済燃料の健全性評価について（4 / 5）

Ⅱ. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

今回追加ページ

【内表面熱伝達率・外表面熱伝達率について】

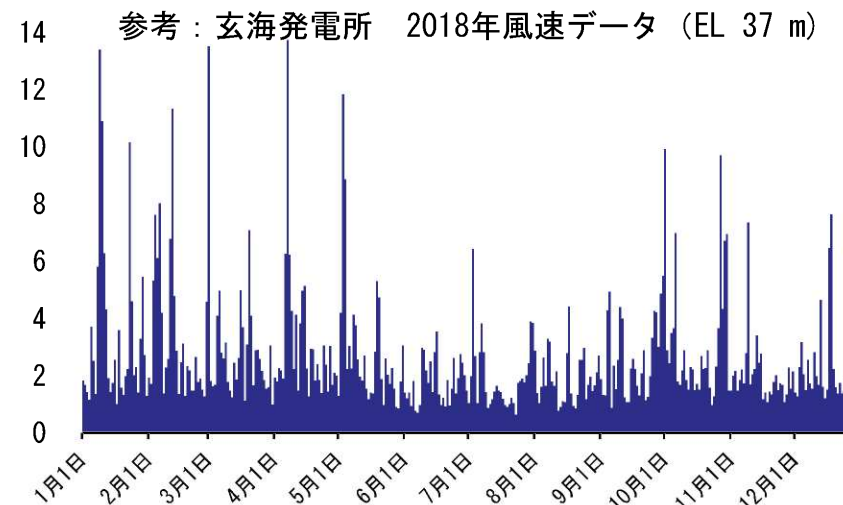
- 本評価において内表面熱伝達率及び外表面熱伝達率は、建築環境工学の文献^[1]に基づき、一般的に用いられる以下の値を設定している。

内表面熱伝達率 $9 \text{ W/m}^2 \text{ K} = 4.6$ （放射熱伝達率） + 4.4 （対流熱伝達率[無風]）
放射熱伝達率と無風条件の自然対流における対流熱伝達率の和

外表面熱伝達率 $23 \text{ W/m}^2 \text{ K} = 5.1$ （放射熱伝達率） + 17.9 （対流熱伝達率[風速 3 m/s]）
放射熱伝達率と風速 3 m/sの条件の強制対流における対流熱伝達率の和

- 内外表面熱伝達率の放射熱伝達率については、屋内と屋外の放射熱伝達率を一般的な放射伝熱の式（シュテファン-ボルツマンの法則）より算出している。
- 内表面熱伝達率の対流熱伝達率については、風の無い自然対流条件では $4.0 \sim 4.8 \text{ W/(m}^2 \text{ K)}$ 程度であると評価されており、本設定値はこの範囲に含まれる。
- 外表面熱伝達率の対流熱伝達率については、屋外であることから風速 3 m/sの強制対流条件とした伝熱工学の式（ユルゲスの式）を用いて算出している。風速 3 m/sを前提として算出した値を用いていることについては以下の点から妥当であると考える。

- ・ 玄海原子力発電所の風速データのうち、過去10年間の平均風速と同等である。
- ・ 仮に風速が 1 m/sになったとしても、原子炉補助建屋内空気温度に与える影響は 8°C 上昇する程度であり、次ページの通り、申請書の記載の原子炉補助建屋内空気温度評価が有する保守性に包絡される。



[1] 「最新建築環境工学」田中俊六 他共著、井上書院

1. 使用済燃料の健全性評価について (5 / 5)

II. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

今回追加ページ

【内表面熱伝達率・外表面熱伝達率について】 (続き)

	パラメータ	ケース別検討用評価		申請書評価
		①相当外気温度、伝熱面積をより現実に近い条件に見直した評価	②ケース①の条件から風速を1 m/sに変更した評価	
原子炉補助建屋からの放熱計算 (原子炉補助建屋内空気温度計算)	総発熱量 Q_{total}	196 kW	196 kW	196 kW
	天井面積 A_{roof}	[]	[]	[]
	内表面熱伝達率 h_1	9 W/m ² K	9 W/m ² K	9 W/m ² K
	天井コンクリートの厚さ t_{con}	[]	[]	[]
	壁面面積 A_{wall}	[]	[]	—
	コンクリートの熱伝導率 λ_{con}	2.6 W/m K	2.6 W/m K	2.6 W/m K
	外表面熱伝達率 h_2	23 W/m ² K (風速: 3 m/s)	14.8 W/m ² K (風速: 1 m/s)	23 W/m ² K (風速: 3 m/s)
	相当外気温度 $T_{out-air}$	43 °C [気温: 10年間の1日平均値のうち最も高い値 風速: 3 m/s]	49 °C [気温: 10年間の1日平均値のうち最も高い値 風速: 1 m/s]	70 °C [気温: 10年間の1時間平均値のうち最も高い値 風速: 3 m/s]
評価結果	原子炉補助建屋天井内面温度 T_{con}	約 58 °C	約 66 °C	約 105 °C
	原子炉補助建屋内空気温度 T_{in-air}	約 71 °C	約 79 °C	約 137 °C

+ 8 °C

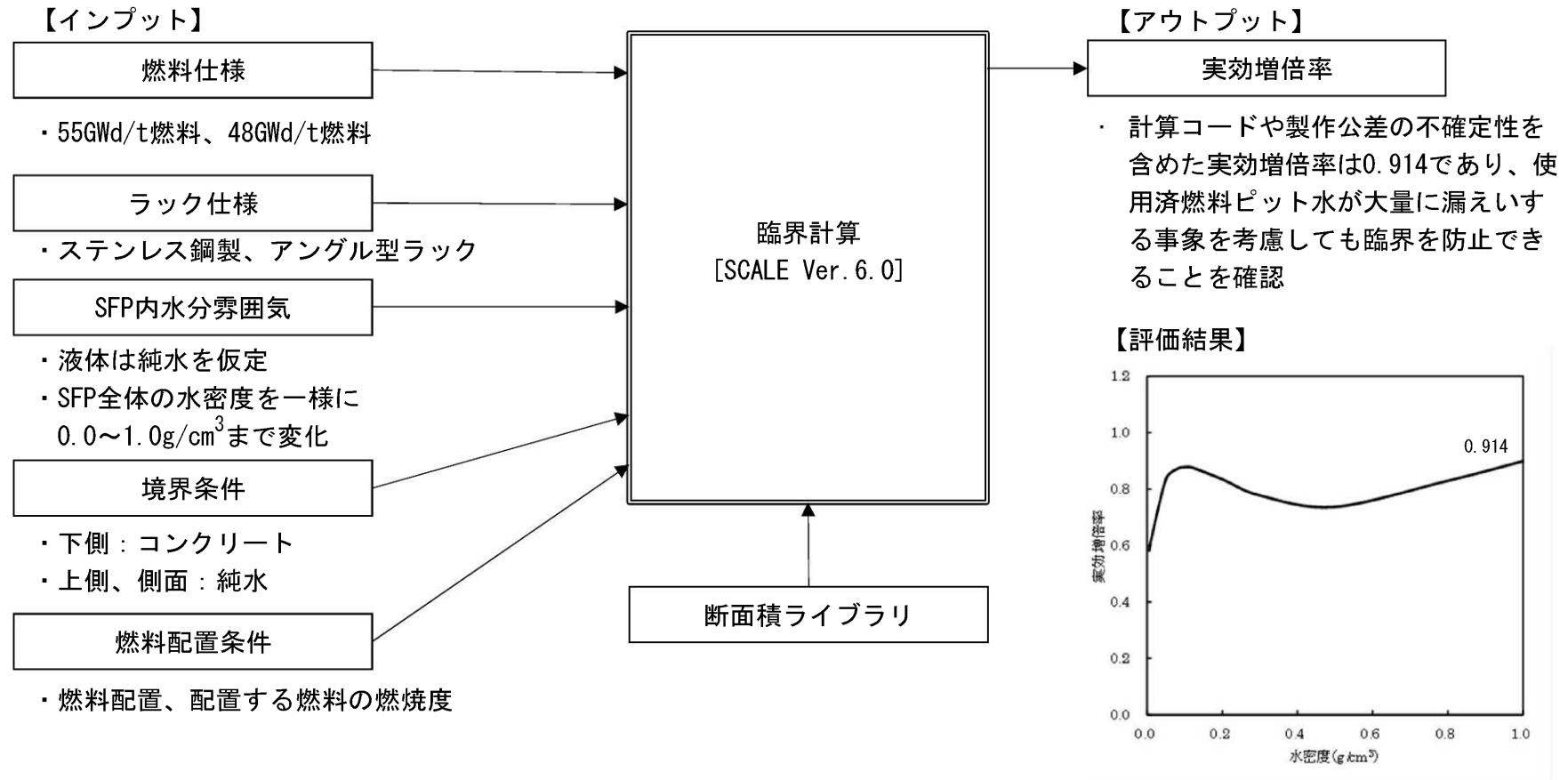
50 °C以上の差

2. 未臨界性の評価について (1 / 5)

Ⅲ. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について

【評価の概要】

- 燃料体等を使用済燃料ピットに貯蔵している間において、使用済燃料ピットから冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料体等の臨界を防止できることを評価
- ラック仕様や燃料仕様等をインプットとして、SCALEコードで実効増倍率を計算し、臨界が防止できることを確認
- 計算コードに係る不確定性については、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した147ケースの臨界実験に対して、ベンチマーク解析を実施した上で、臨界計算に考慮すべき平均誤差及び標準偏差を評価し、不確定性として考慮している。



2. 未臨界性の評価について (2 / 5)

Ⅲ. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について

【各パラメータの根拠】

下表のとおり設定し、公称値を用いるものは正負の製作公差を未臨界性上厳しくなる側に不確定性として考慮

	パラメータ	計算条件		設定根拠
燃料 仕様	(燃料種類)	55GWd/tウラン燃料	48GWd/tウラン燃料	—
	燃料 ²³⁵ U濃縮度			濃縮度公差を見込み設定。
	燃料有効長	3,660mm		公称値3,642mmを延長し設定。
	燃料材密度	理論密度の97%	理論密度の95%	公称値を使用し、正負の製作公差は未臨界性評価上厳しくなる側に実効増倍率の不確定性として考慮する。
	燃料材直径	9.29mm		
	被覆材内径、外径	内径：9.48mm 外径：10.72mm		
	燃料要素中心間隔	14.1mm		
ラック 仕様	厚さ			中性子吸収効果を少なくするため下限値を設定
	内のり			公称値を使用し、正負の製作公差は未臨界性評価上厳しくなる側に実効増倍率の不確定性として考慮する。
	中心間距離			
	ラック内燃料偏心	ラック中心に燃料配置		ラック内で燃料体等が偏ることの影響は、実効増倍率の不確定性として考慮する。9頁参照。
SFP内 水分 雰囲気	SFP内水分条件	純水		残存しているほう素は考慮しない
	水密度	0.0~1.0g/cm ³		いかなる水密度条件においても臨界を防止できることを確認する。
境界 条件	上部、側面	300mmの純水		十分な中性子反射効果が得られる厚さを設定。10頁参照。
	下部	1,000mmのコンクリート		
燃料 配置 条件	燃料配置、燃焼度	燃料282体（新燃料28体を含む）の貯蔵を仮定。 各燃料体の燃焼度は10GWd/t単位で切下げ。		臨界にならないよう配慮した燃料配置。10頁参照。

2. 未臨界性の評価について（3 / 5）

Ⅲ. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について
【不確定性評価に係るラック内燃料偏心について】

今回追加ページ

2. 未臨界性の評価について (4 / 5)

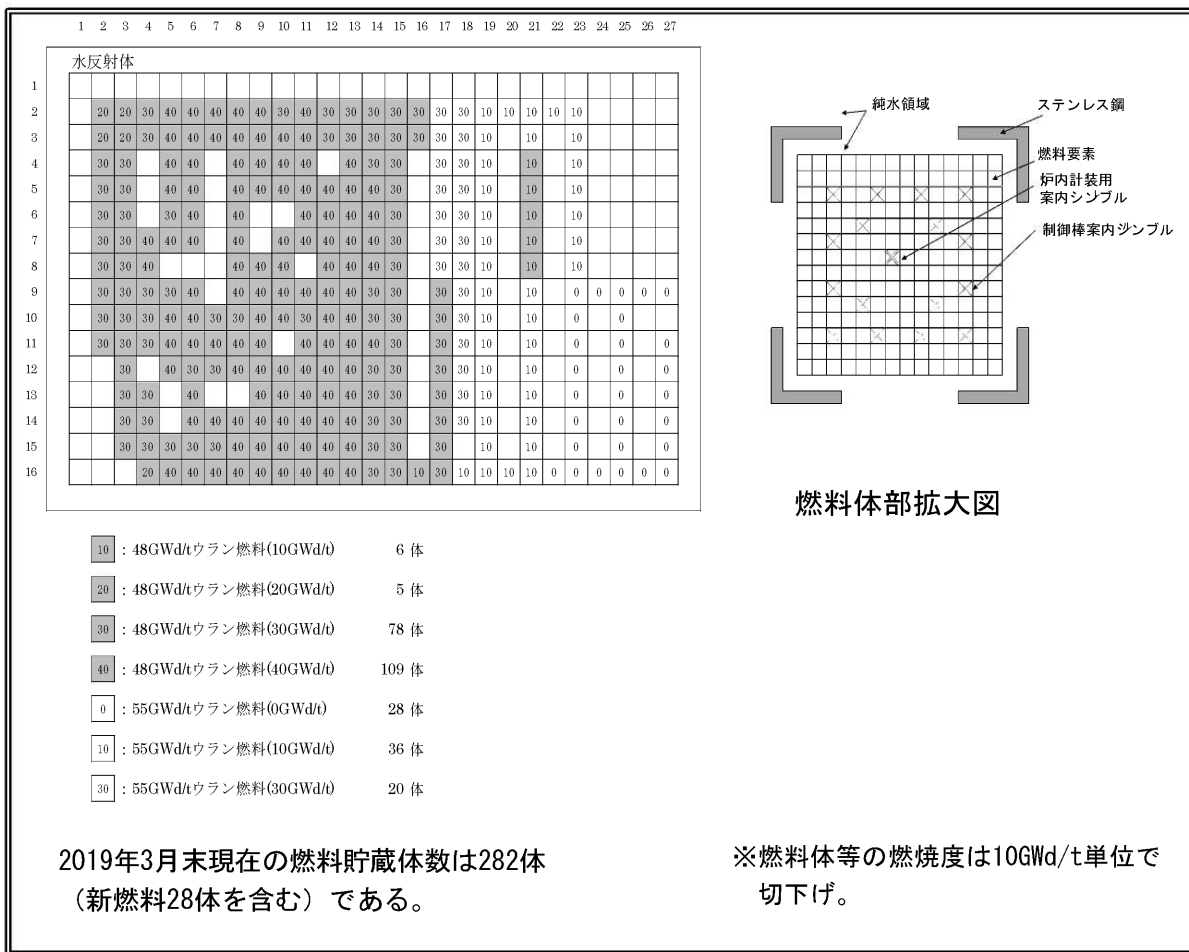
Ⅲ. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について

【計算体系について】

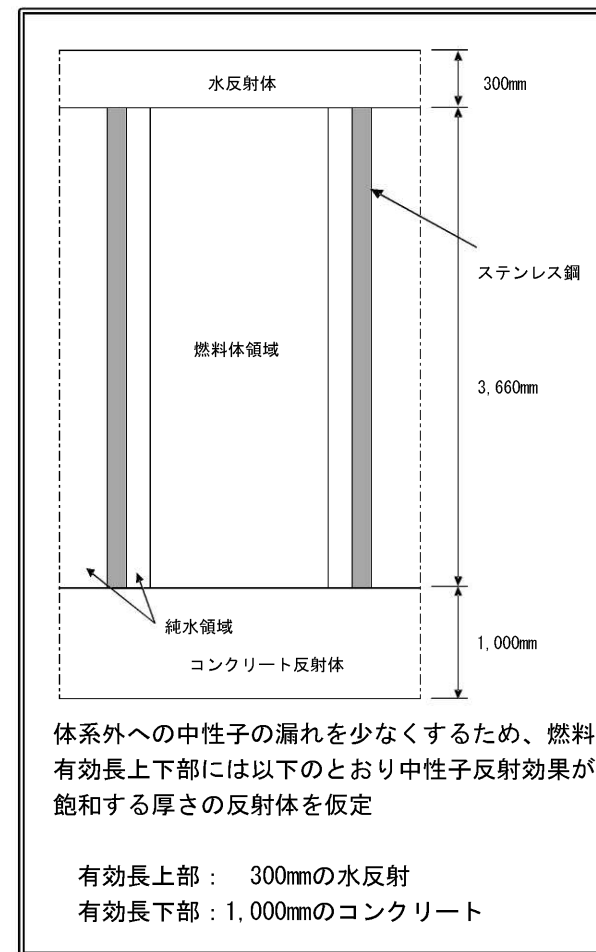
水平方向については、実際の燃料配置条件をベースに体系を設定した。

垂直方向については、燃料有効長上下部に十分な中性子反射効果が得られる厚さの反射体を仮定した体系とする。

【水平方向】



【垂直方向】

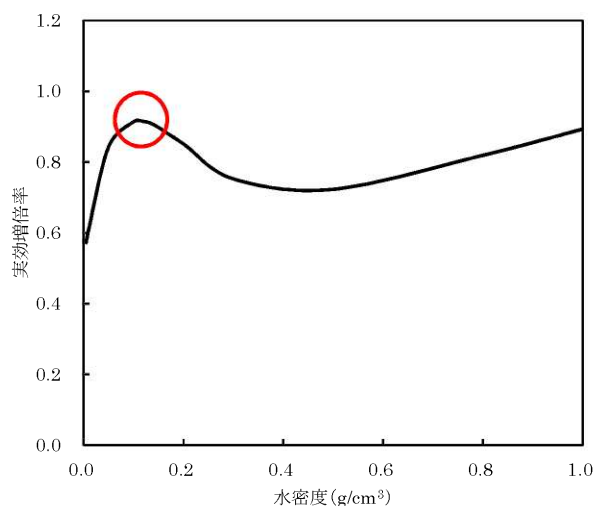


2. 未臨界性の評価について (5 / 5)

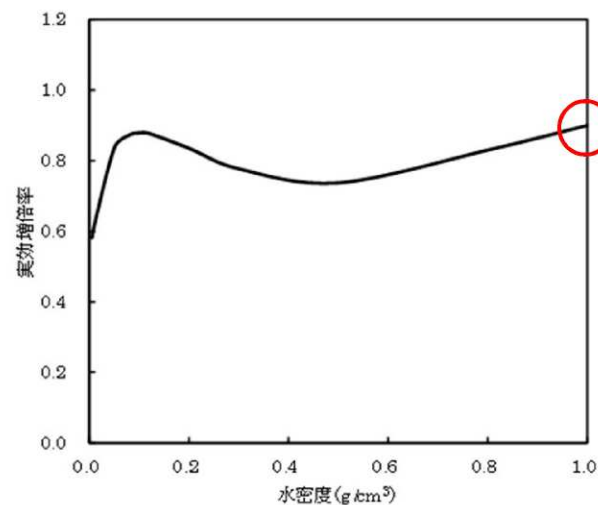
Ⅲ. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について

【1号炉と2号炉の評価結果の差異】

- 1号炉及び2号炉の未臨界性評価においては、それぞれ実際の燃料配置条件をベースに評価しており、その評価条件は同じである。1号炉及び2号炉の燃料配置と実効増倍率の評価結果は以下のとおり。



1号炉 評価結果※ : 0.929



2号炉 評価結果※ : 0.914

※不確定性考慮あり

- 低水密度領域では、隣接ラック内の燃料集合体から流れ込む中性子の影響（「①集合体間中性子相互作用」）により実効増倍率のピークが生じる。一方で、冠水状態に近づくほど、ラック内の水領域により減速される効果（「②ラック内での中性子収支」）が増加し、実効増倍率のピークが生じる。①と②のバランスは、ラック形状や燃料配置等によって決定され、1号炉においては①の効果により低水密度状態で実効増倍率が最大となった一方で、2号炉においては②の効果により冠水状態で実効増倍率が最大となった。

3. 使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の被ばくへの影響について（1 / 3）

IV. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について

【評価の概要】

2号炉の使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）冷却水が全て喪失した場合を想定し、敷地等境界上の評価地点における実効線量を評価する。

<前提条件>

- ・ SFPにおいて、冷却水が全て喪失した場合を想定。
- ・ SFPのある原子炉補助建屋及びSFP壁面等の周辺構造物は健全であり、使用済燃料からの放射線を遮へいする効果は維持される。
- ・ 評価は燃料集合体から放出されるガンマ線を線源として実施する。

<評価条件>

- ・ 使用済燃料集合体の健全性は維持される。
- ・ 線源強度については、貯蔵中の使用済燃料の燃料履歴及び冷却年数を基に、冷却年数は短く、燃焼度は大きくなるように保守的にグルーピング化して評価した上で設定している。
- ・ SFP冷却水は全て喪失しているものとし、水遮へいの効果は見込まない。
- ・ 放射線が散乱するオペレーションフロア上部の範囲については原子炉補助建屋等の遮へい効果は考慮しない。
- ・ 放射線の散乱角が大きくなるよう、SFPの幅は対角線長さの寸法を用いるとともに、SFP中央の燃料集合体上端高さに点線源を配置したモデルとする。
- ・ 評価は、海側方位を除いた敷地等境界上で、2号炉SFPからの距離がもっとも短く、実効線量が最大となる地点について実施する。

3. 使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の被ばくへの影響について（2 / 3）

IV. 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について

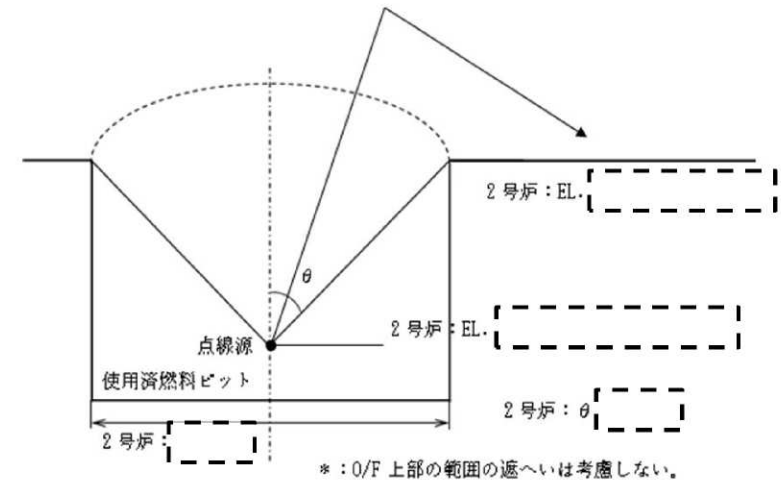
【各パラメータの根拠】

第1表及び第1図に示すとおり。

第1表 線源強度、評価地点の設定条件

条件	2号炉
燃料仕様	14×14型燃料
燃焼条件	13.88～55.50Gwd/t
冷却条件※	8～15年冷却
貯蔵体数	254体
評価地点	2号炉SFPから 距離 570m 評価点EL. +26m

※原子炉停止日（2011年1月29日）から評価時点（2019年5月）における冷却期間を考慮。ただし、15年以上のものは、一律15年冷却として設定。（別紙参照）



第1図 評価モデル

<評価結果>

敷地等境界上の評価地点におけるスカイシャイン線による周辺公衆の実効線量：2.7 μ Sv/h

※中性子による線量率は、使用済燃料集合体近傍においてガンマ線による線量率に比べ3桁以上小さいため評価結果に影響しない。

※燃料集合体上部構造物（上部ノズル部、上部プレナム部）の放射化線源強度は、現状の計算で考慮している線源強度と比べ約2桁小さいため評価結果に影響しない。

<結論>

保安規定に基づき整備している体制に従いSFPに注水する等の措置を講じる時間を十分確保できる※ことから、周辺公衆の放射線被ばくへの影響は小さい。

※事故発生時の被ばく線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載の5mSvを超えるまで約2ヶ月以上の期間がある。

【補足】 SFP水大規模漏えい時の周辺公衆の被ばく評価における線源条件について

(別紙)

- ・ 貯蔵中の使用済燃料について、燃焼時間（燃焼度）、冷却年数及びその体数を整理したものを第1表に示す。
- ・ 線源強度については、第1表を基に、冷却年数は短く、燃焼度は大きくなるように保守的にグルーピング化して評価した上で設定している。

第1表 SFPに貯蔵されている燃焼時間、冷却年数ごとの貯蔵体数

(単位：体)

燃焼時間（燃焼度）	冷却年数（年）					
	0～8	8～9	9～10	10～12	12～15	15～
0～10,000時間 (0～13.88GWd/t)	0	8	0	0	0	0
10,000～20,000時間 (13.88～27.75GWd/t)	0	28	0	0	1	1
20,000～30,000時間 (27.75～41.63GWd/t)	0	49	9	17	22	21
30,000～40,000時間 (41.63～55.50GWd/t)	0	36	36	24	2	0
合計	0	121	45	41	25	22

第2表 評価で使用する燃料集合体グルーピング

(単位：体)

代表燃焼度	冷却年数（年）				
	8	9	10	12	15
13.88GWd/t	8	0	0	0	0
27.75GWd/t	28	0	0	1	1
41.63GWd/t	49	9	17	22	21
55.50GWd/t	36	36	24	2	0
合計	121	45	41	25	22

3. 使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の被ばくへの影響について（3 / 3）

＜土壌の効果で直接線の考慮が不要であることの理由について＞

○「IV. 使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について」において、以下の理由により直接線の考慮が不要としている。

1. 使用済燃料ピットは、周辺の土壌及び建屋構造物に取り囲まれた配置になっており、使用済燃料の上端は、使用済燃料ピットの設置されている建屋フロアから約8 m下にあることから直接線の影響は無視できるとしている。
2. 追補1で評価している周辺公衆に対するスカイシャイン線による線量評価と同地点の直接線の実効線量を使用済燃料ピット壁面による遮へいのみを考慮して評価を行ったところ、直接線による実効線量は約 $5.6 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/h}$ となり、スカイシャイン線による実効線量の $2.7 \mu\text{Sv/h}$ と比べ十分に小さい。さらに定性的には土壌による減衰も考慮できることから、直接線の考慮は不要である。

【直接線による実効線量の評価条件】

- ・線源の条件

線源強度はスカイシャイン線評価同様に、下表の条件にて算出する。

- ・計算モデル及び評価地点

使用済燃料ピット壁面による遮へいのみを考慮し、評価地点における直接線による実効線量を評価する。

直接線の評価に当たっては、実績のあるSPAN-SLABコードを使用する。使用済燃料ピット壁面のコンクリートによる遮へいは、工認に記載のコンクリート厚さ1.8mとする。

また、保守的に評価地点における評価点EL. は考慮せず、距離を570mとする。

条件	スカイシャイン線評価	直接線評価
燃料仕様	14×14型燃料	同左
燃焼条件	13.88～55.50GWd/t	同左
冷却条件	8～15年冷却	同左
貯蔵体数	254体	同左
評価地点	2号炉SFPから 距離 570m 評価点EL. +26m	2号炉SFPから 距離 570m (評価点EL. は考慮しない)

4. まとめ

1. 使用済燃料の健全性評価について

現在の使用済燃料ピットの使用済燃料貯蔵状況を踏まえ、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合における燃料被覆管表面温度の評価を行い、燃料被覆管表面温度は最高でも300℃以下であること、また、この燃料被覆管表面温度において、原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料ピット水が全て喪失した後の空気中での酸化減肉を考慮したとしても、燃料被覆管のクリープ歪は1年後においても約0.04%であり、クリープ変形による破断は発生せず、使用済燃料の健全性は保たれることを確認した。

2. 未臨界性の評価について

現在の使用済燃料ピットの燃料貯蔵状況を踏まえ、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合における未臨界性の評価を行い、使用済燃料ピット全体の水密度 $0.0\sim 1.0\text{g}/\text{cm}^3$ の条件で不確定性を考慮した実効増倍率は最大で0.914となり、臨界を防止できることを確認した。

3. 使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について

使用済燃料ピット水が全て喪失した場合を想定して、敷地等境界上の評価地点におけるスカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果は $2.7\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、保安規定に基づき整備している体制に従いSFPに注水する等の措置を講じる時間を十分確保できることから、周辺公衆の放射線被ばくへの影響は小さい。

4. 重大事故対策設備の必要性について

使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間において、使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管表面温度の上昇による燃料の健全性に影響はなく、また、臨界を防止できると評価できることから、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための重大事故対策設備は不要である。