

資料 1 - 6

伊方発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	6-2 改 4
提出年月日	令和 4 年 8 月 4 日

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

## 伊方発電所 2 号炉

使用済燃料輸送容器への漏えい燃料の

収納に係る影響評価について

< 補足説明資料 >

令和 4 年 8 月  
四国電力株式会社

## 目 次

1. はじめに	1
2. 伊方発電所2号炉に貯蔵している漏えい燃料について	1
3. 構内輸送に用いる使用済燃料輸送容器について	2
3. 1 使用済燃料輸送容器の概要	2
3. 2 漏えい燃料の収納条件	3
4. 漏えい燃料の構内輸送における技術基準適合性への影響について	5
4. 1 既認可における適合性評価	5
4. 2 漏えい燃料収納による既認可への影響	5
4. 3 臨界評価への影響	9
4. 4 遮蔽評価への影響	13
5. まとめ	16
(別 紙) 解析コードの概要について	17
(参考1) クランプが脱落した燃料について	22
(参考2) 外運搬規則への影響について	25
(参考3) 廃止措置計画の記載について	26

## 1. はじめに

本資料は、廃止措置計画認可申請書「六 性能維持施設」に追加した使用済燃料輸送容器を使用して漏えい燃料を構内輸送できるよう、漏えい燃料を収納する際の影響について評価し、既許認可の評価に包絡されること及び技術基準適合性への影響がないことを説明する。

## 2. 伊方発電所 2 号炉に貯蔵している漏えい燃料について

伊方発電所の 2 号炉の使用済燃料ピット内には、表 1 に示すとおり、漏えい燃料（燃料棒の被覆管に微小な貫通穴等が発生した燃料）を 3 体貯蔵している。D08 と I48 については、燃料棒調査（UT 調査）およびファイバースコープによる外観調査により、漏えい燃料棒が 1 本であることを特定している。一方、S03 については、UT 調査の結果、漏えい燃料棒と判定できる燃料棒は確認されず、ファイバースコープによる外観調査においても異常が認められなかったことから、貫通に至った箇所は極めて小さいことがわかっている。したがって、S03 の漏えい燃料棒は 1 本であるとして「4. 3 臨界評価への影響」および「4. 4 遮蔽評価への影響」の評価を行う。

表 1 伊方発電所 2 号炉に貯蔵している漏えい燃料

燃料番号	D08	I48	S03
照射終了日	昭和 59 年 6 月 8 日	平成 4 年 4 月 10 日	平成 18 年 10 月 11 日
初期濃縮度	約 3.3wt%	約 3.4wt%	約 4.1wt%
燃焼度	<input type="text"/> MWd/t	<input type="text"/> MWd/t	<input type="text"/> MWd/t
SHIPPING 検査時期	昭和 59 年 7 月 (第 2 回定検)	平成 4 年 5 月 (第 8 回定検)	平成 18 年 10 月 (第 19 回定検)
UT 調査の 結果 <sup>注 1)</sup>	漏えい燃料棒 1 本を 特定	漏えい燃料棒 1 本を 特定	判定不可 (貫通箇所 は極めて小さい)

注 1) UT 調査と併せてファイバースコープによる外観調査を実施

漏えい燃料については、通常の使用済燃料と同様に取り扱うことができ  
 ※、既許認可設備である使用済燃料ピット内の使用済燃料ラックにおいて  
 貯蔵が可能であるため、廃止措置計画のとおり、原子炉領域周辺設備解体  
 撤去期間の開始までに、2号炉との共用設備である3号炉の使用済燃料ピ  
 ットに搬出し、再処理事業者への譲渡しまでの期間、同設備にて貯蔵する  
 計画である。

※ファイバースコープによる外観調査の結果、調査範囲内において貫通  
 穴は確認できなかつたことから、漏えい燃料 3 体の貫通穴は微小な貫  
 通穴 (ピンホール等) であると判断しており、通常の使用済燃料と同  
 様に取り扱うことができる。

### 3. 構内輸送に用いる使用済燃料輸送容器について

#### 3. 1 使用済燃料輸送容器の概要

漏えい燃料の 2 号炉から 3 号炉の構内輸送にあたっては、使用済燃料の  
 構内輸送に用いる燃料取扱設備として、平成 24 年 4 月 3 日付け平成 2

4・02・22原第5号（以下「既認可」という。）にて工事計画認可を受けている使用済燃料輸送容器（NFT-14P型）（以下「本容器」という。）を用いることとする。

なお、本容器は伊方発電所1，2号炉共用設備として工事計画の認可を受け、平成10年7月より使用済燃料運搬用容器として使用しており、保安規定に基づく施設管理を実施している。

また、本容器は使用済燃料を再処理工場へ輸送することも可能なよう設計・製造された容器であり、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（以下「外運搬規則」という。）第22条に定める承認（容器承認）を受けた容器（承認容器登録番号S16B139）である<sup>1</sup>。

### 3.2 漏えい燃料の収納条件

漏えい燃料を収納する際の収納条件については表2のとおりとする。

---

<sup>1</sup> 最新の容器承認の有効期間は平成28年10月11日から令和3年10月10日であるが、本容器の所有者は容器承認を再取得するための維持管理を継続して実施している。

表 2 燃料の収納条件

	漏えい燃料を収納する際の 収納条件		既認可
	(漏えい燃料)	(通常燃料)	
燃料タイプ (制限燃焼度)	14×14 配列型 ( <input type="text"/> MWd/t)	14×14 配列型 ( <input type="text"/> MWd/t)	14×14 配列型 ( <input type="text"/> MWd/t)
平均燃焼度 (MWd/t 以下)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
冷却期間 (日以上)	<input type="text"/> 注 1)	<input type="text"/> 注 2)	<input type="text"/>
初期濃縮度 (wt%以下)	4.2	4.2	4.9
収納体数 (体以下)	3 注 3)	14	14
発熱量 (kW 以下)	54	54	54
放射能強度 (PBq 以下)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注 1) 3 体の漏えい燃料の包絡条件とする。

注 2) 平均燃焼度  MWd/t の燃料に対する冷却期間  日は、平均燃焼度  MWd/t の燃料に対する冷却期間  日に相当。

注 3) 漏えい燃料の配置については、臨界評価を踏まえ、図 1 のとおりとする。

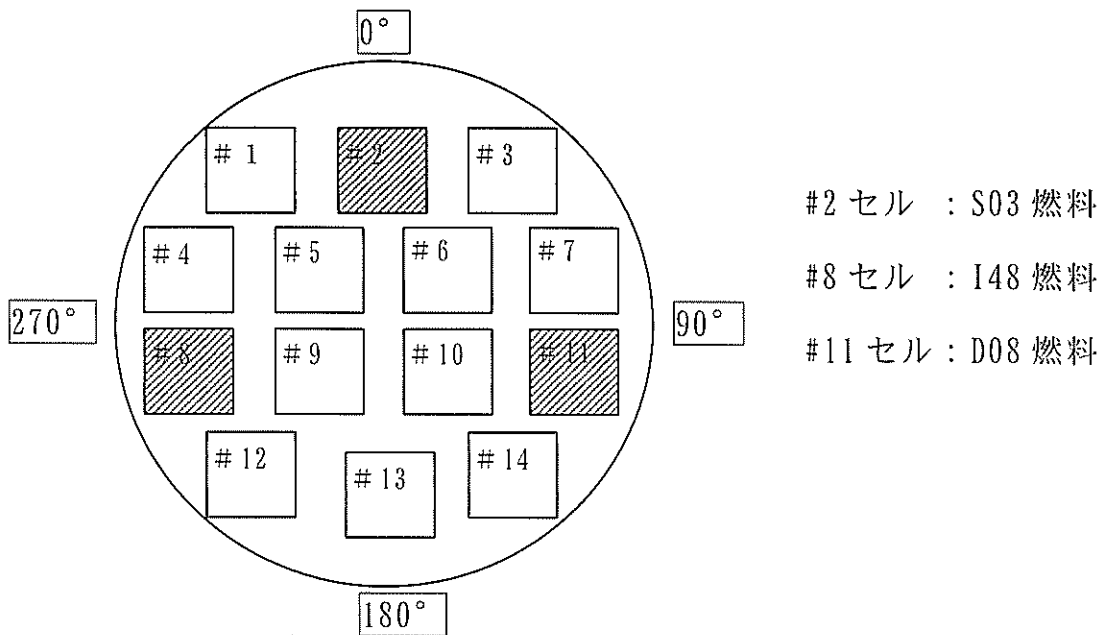


図1 漏えい燃料（3体）の配置

#### 4. 漏えい燃料の構内輸送における技術基準適合性への影響について

##### 4. 1 既認可における適合性評価

本容器は、外運搬規則第21条第2項に定める承認（核燃料輸送物設計承認<sup>2</sup>）においてBM型核分裂性輸送物に係る安全機能が確認されている。

このため、既認可における発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（以下「省令62号」という。）第26条に定める技術基準への適合性については、外運搬規則に定めるBM型核分裂性輸送物に係る技術基準への適合性評価を用いて説明している。

##### 4. 2 漏えい燃料収納による既認可への影響

既認可は通常の燃料を収納することを前提としていることから、漏えい燃料を収納することによる、省令62号第26条への適合性に係る影響について表3に示す。

<sup>2</sup> 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示第四十一条第2項に基づく承認

表3 省令62号第26条への適合性に係る影響 (1/3)

省令62号 第26条第1項	既認可における適合性	漏えい燃料を 収納することによる影響
<p>一 通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力を有するものであること。</p> <p>二 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。</p>	<p>燃料集合体は14体収納でき、使用済燃料輸送器本体はクレーンを使用して安全に取り扱う構造である。</p> <p>一般の試験条件及び特別の試験条件における構造解析の結果より、当該試験条件における燃料被覆管が健全であることを前提とした解析モデルを用い、無限個配列を想定した解析を行った結果、実効増倍率は0.95以下であり臨界に達するおそれはない。</p>	<p>燃料集合体の収納体数及び使用済燃料輸送器に変更がないため、適合性への影響なし。</p> <p><u>特別の試験条件においては、燃料被覆管の健全性が担保できなことから、適合性への影響が考えられる。</u></p>



表3 省令62号第26条への適合性に係る影響（2/3）

省令62号 第26条第1項	既認可における適合性	漏えい燃料を 収納することによる影響
三 崩壊熱により燃料が溶融しないものであること。	一般の試験条件及び特別の試験条件における熱解析を行った結果、燃料集合体温度は各々184℃及び214℃であるので、溶融するおそれはない。	崩壊熱量は既認可評価から変更がないため、適合性への影響なし。
五 燃料を封入する容器は、取扱い中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。	本運搬用容器は、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等の生じるおそれはない。また、一般の試験条件及び特別の試験条件下（落下試験、熱的試験及び浸漬試験）におけるリング位置でのふたとフランジとの相対口開き変形量の評価で、密封性能が損なわれることはない。	密封装置である容器本体に変更がないため、適合性への影響なし。

表3 省令62号第26条への適合性に係る影響 (3/3)

省令62号 第26条第1項	既認可における適合性	漏えい燃料を 収納することによる影響
<p>六 前号の容器は、内部に燃料を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ別に告示する線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。</p>	<p>本運搬用容器は、最大放射能の収納物を収納しても、通常輸送時の容器表面の最大表面線量当量率は1,261.4<math>\mu</math>Sv/h、容器表面から1mの距離における最大表面線量当量率は79.0<math>\mu</math>Sv/hであり、基準値を超えることはない。</p> <p>また、一般の試験条件下における容器表面の最大表面線量当量率は1,261.4<math>\mu</math>Sv/hであり、容器表面における最大線量当量率の著しい増加はない。</p> <p>特別の試験条件下における容器表面から1m離れた位置での最大線量当量率は2,422.1<math>\mu</math>Sv/hであり、基準値<sup>(注1)</sup>を超えることはない。</p>	<p><u>特別の試験条件においては、燃料被覆管の健全性が担保できな</u>いことから、<u>適合性への影響が考えられる。</u></p>

注1) 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示に規定される基準値

#### 4. 3 臨界評価への影響

特別の試験条件においては、燃料被覆管の健全性が担保できないことから、臨界評価への影響を確認する。

漏えい燃料を収納する際の燃料の収納条件（表 2）は、濃縮度 4.2wt% 以下の使用済燃料であるが、特別の試験条件での実効増倍率については、表 4 に示すとおり、濃縮度 4.2wt% の新燃料 14 体（うち通常の燃料 11 体、漏えい燃料 3 体）による評価を実施した。

表 4 臨界解析条件の比較

		今回評価	既認可
燃料条件		通常の燃料 11 体 （濃縮度 4.2wt%、新燃料）、 漏えい燃料 3 体 （濃縮度 4.2wt%、新燃料、 燃料棒 1 本を <input type="text"/> ）、 燃料棒 3 本分のペレット <input type="text"/> （濃縮度 4.2wt%、新燃料）	通常の燃料 14 体 （濃縮度 4.9wt%、 新燃料）
解析 手法	解析コード	SCALE 6.2.1	SCALE 5.1
	システム		
	燃料棒モデル	<input type="text"/> モデル	<input type="text"/> モデル
	ヒストリー数	<input type="text"/>	<input type="text"/>

評価にあたって、漏えい燃料については、それぞれ燃料棒 1 本が破損し、ペレット脱落に伴い、影響を考慮する。

収納する漏えい燃料 3 体は、による

影響を排除するため、それぞれ離れたセルとしたうえで、臨界の観点から実効増倍率が大きくなるよう漏えい燃料を配置する。ここで、  
漏えい燃料棒位置は、漏えい燃料棒を特定している燃料 2 体については、調査に基づく漏えい燃料棒位置とし、漏えい燃料棒を判定できなかった燃料 1 体については、  
  
することで実効増倍率が最大となる漏えい燃料棒位置とする。

また、脱落した合計燃料棒 3 本分のペレットの  を想定した影響も考慮し、評価を実施する。脱落ペレットの  については、実効増倍率が大きくなるよう、  
 を考慮し、図 2 に示すとおり  を設定する。そのうえで、  
、  
実効増倍率が最大となるモデルを評価モデルとする。

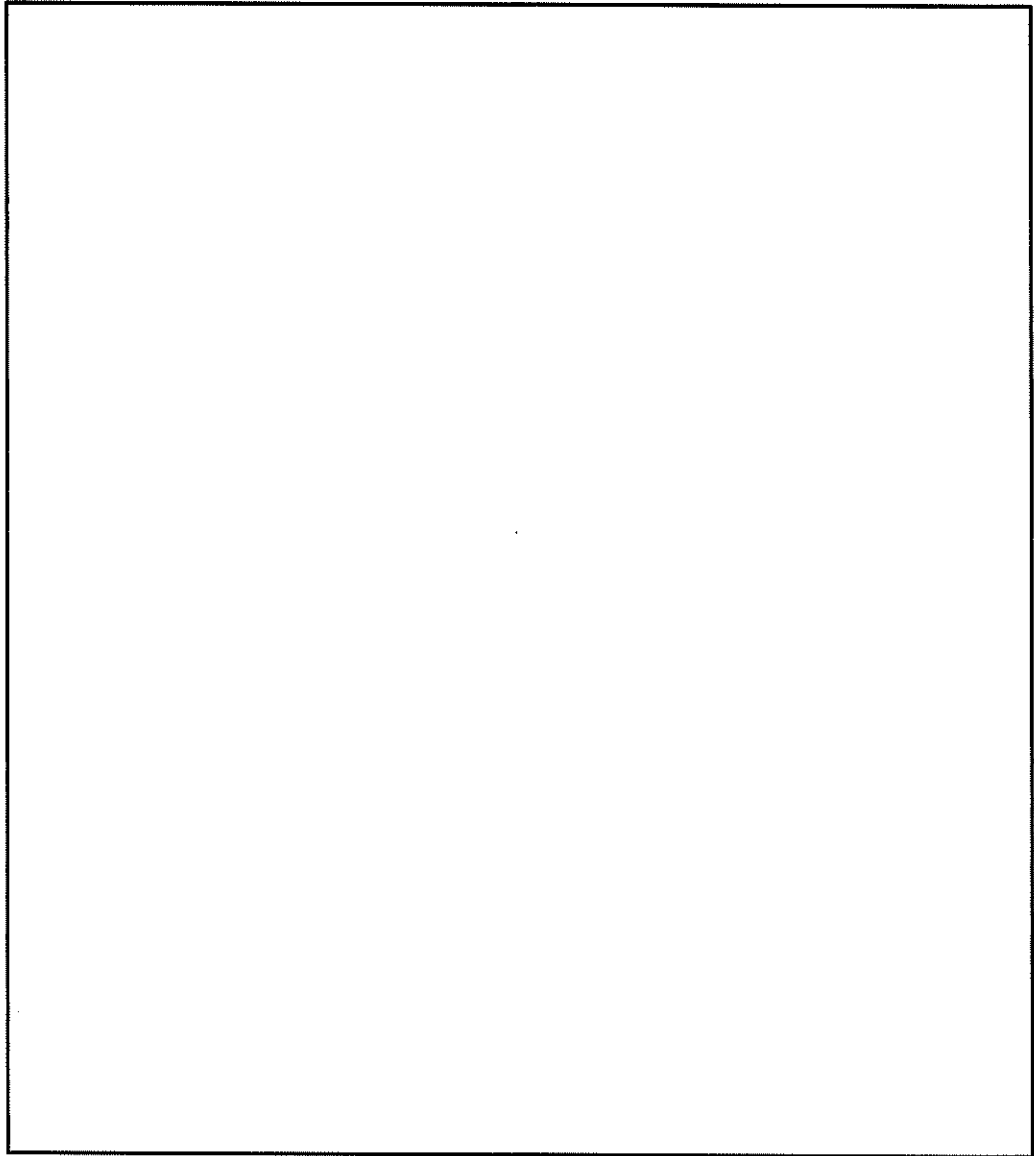


図 2 脱落ペレットの

上記モデルを後述の評価方法により評価した結果、モデル A で実効増倍率が最大となったことを踏まえ、更にモデル A をベースとして脱落ペレットの  を調整した結果、図 3 に示すモデル A' が最大となったことから、これを評価モデルとした。

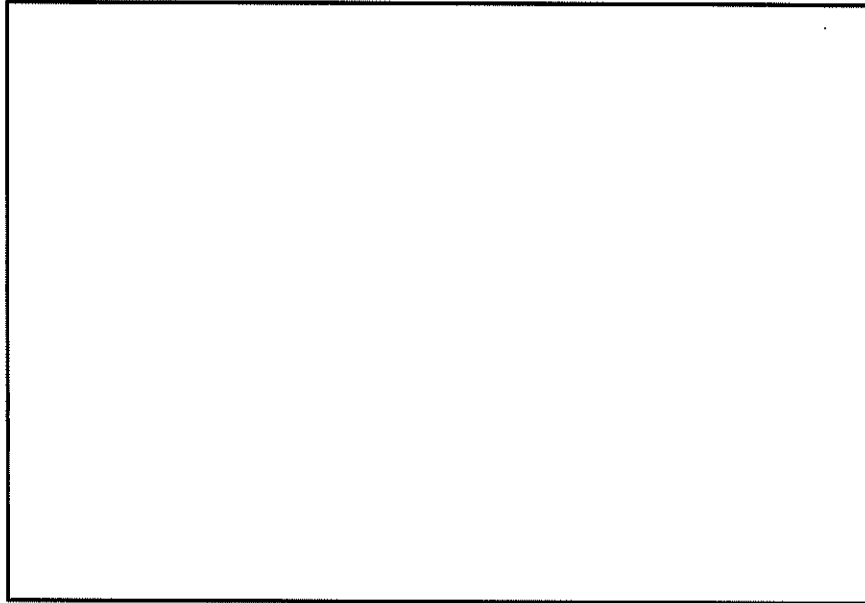


図3 脱落ペレットの [ ] (モデル A' )

既認可においては、 [ ] モデルを用いた評価を実施しているが、今回の評価においては、ペレットの脱落を詳細に模擬するため燃料棒を [ ] [ ] にモデル化し、解析コードシステム SCALE6.2.1 を使用した上で、計算ヒストリー数を [ ] とする等、燃料モデルと解析コードに関しては近年のキャスク評価<sup>3</sup>に用いられている手法を採用しているが、容器の寸法、燃料の容器内位置等、他の条件は既認可と同じとしている。

評価の結果、表5に示すとおり、漏えい燃料の配置及び本容器内で脱落したペレットの影響を考慮しても既認可における評価結果に包絡され、技術基準を満足する。

<sup>3</sup> MSF-32P 型 核燃料輸送物設計承認 (原規規発第 2011303 号 令和 2 年 11 月 30 日付け承認)

表 5 臨界解析結果の比較

	keff	$\sigma$	keff+3 $\sigma$
今回評価（モデル A'）	0.89521	0.00050	0.89671
既認可 <sup>注 1)</sup>	0.91959	0.00114	0.92301
基準	-	-	0.95 以下
(参考)			

注 1) 実効増倍率が最大のケースを示す。

#### 4. 4 遮蔽評価への影響

特別の試験条件においては、燃料被覆管の健全性が担保できないことから、遮蔽評価への影響を確認する。

漏えい燃料を収納する際の燃料の収納条件（表 2）は、制限燃焼度を  $\square$ GWd/t としていることから、特別の試験条件下での輸送容器の表面から 1m の位置における線量当量率について、表 6 に示すとおり、燃焼度  $\square$ GWd/t の通常の燃料 14 体による寄与と、燃焼度  $\square$ GWd/t の漏えい燃料から脱落した燃料棒 3 本分のペレットによる寄与を足し合わせた評価を実施した。なお、通常燃料及び燃料棒 3 本分のペレットの冷却日数は燃料の収納条件（表 2）の最短日数として評価する。

表 6 遮蔽解析条件の比較

今回評価	既認可
通常の燃料 14 体 (平均燃焼度 <input type="text"/> GWd/t、 <input type="text"/> 日冷却) 及び、燃料棒 3 本分のペレット (平均燃焼度 <input type="text"/> GWd/t、 <input type="text"/> 日冷却)	通常の燃料 14 体 (平均燃焼度 <input type="text"/> GWd/t、 <input type="text"/> 日冷却)

通常の燃料からの線量当量率評価については、既認可において今回評価の解析条件と同一であるタイプ 1 燃料 (14×14 配列型、48GWd/t) の線源強度、解析コード (DOT-3.5) 及び解析モデルを用いた。また、脱落したペレットからの線量当量率評価については、脱落ペレットの本容器内での移動を考慮して、保守的に、通常燃料による輸送容器の表面から 1m の位置における線量当量率が最も高い位置に近い本容器内の位置に脱落ペレットがあるものとして、同位置の脱落ペレットからの寄与を ANISN コードを用いて評価した。なお、脱落ペレットの線源強度は ORIGEN2 コードを用いて求めた。

具体的には、通常燃料による輸送容器の表面から 1m の位置における線量当量率が最も高い位置は表 7 に示すとおり底部径方向であるため、脱落ペレットは底部径方向での線量当量率が最大となるよう、図 4 の模式図に示す位置にあるものとして評価する。



表 7 特別の試験条件下の線量当量率(通常燃料) ( $\mu\text{Sv/h}$ )

評価点	頭部		側部	底部	
	軸方向	径方向		径方向	軸方向
表面から 1m の位置における線量当量率	373.5	730.1	1,244.3	2,198.4	1,664.9

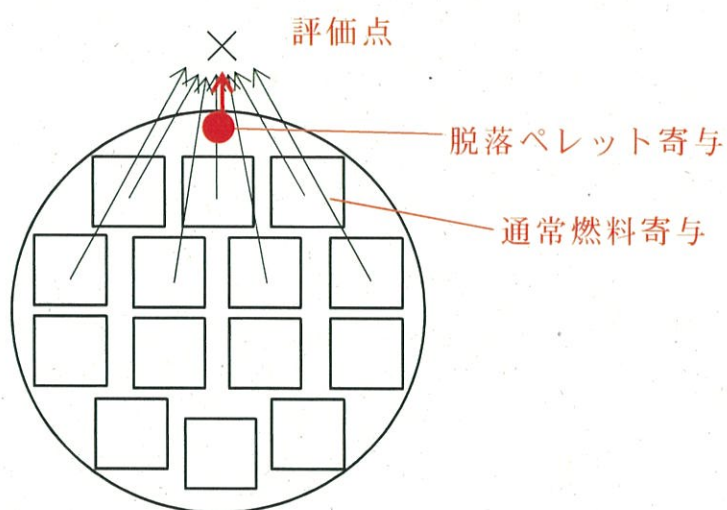


図 4 評価モデルの模式図

評価の結果、表 8 に示すとおり、通常の燃料 14 体による寄与に加え、容器内で脱落したペレットの影響を考慮しても、既認可における評価結果に包絡され、技術基準を満足する。

表 8 遮蔽解析結果の比較 ( $\mu\text{Sv/h}$ )

	今回評価	既認可 <sup>注 1)</sup>	基準
燃料集合体	2,198.4	2,422.1	—
脱落ペレット	49.5	—	
合計	2,247.9	2,422.1	10,000 以下

注 1) 線量当量率が最大のケースを示す。

## 5. まとめ

以上のとおり、漏えい燃料を本容器に収納した場合においても、既認可における評価結果に包絡されるとともに、技術基準適合性への影響はない。

(別紙) 解析コードの概要について

使用済燃料輸送容器に漏えい燃料を収納して輸送する際の影響評価に使用した以下の解析コードについて説明する。

(1) SCALE

(2) ORIGEN2

(3) DOT. 3. 5

(4) ANISN

## (1) SCALE

コード名	SCALE
項目	
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	2016 年
使用したバージョン	6. 2. 1
コードの概要	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算の CSAS6 モジュールを用い、モンテカルロコードとして KENO-VI、断面積ライブラリは ENDF/B-VII ベースの 252 群ライブラリを使用している。
コードの検証 及び 妥当性確認	SCALE 6. 2. 1 は、モンテカルロコードによる使用済燃料乾式貯蔵容器の未臨界性評価に使用している。 【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下の通りである。 ・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通りである。 ・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 (OECD/NEA)) に登録されている臨界実験から、使用済燃料乾式貯蔵容器仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した <input type="checkbox"/> 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は臨界実験を良く再現しており、妥当な結果が得られることを確認している。

## (2) ORIGEN2

コード名	ORIGEN2
項目	
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1980年
使用したバージョン	2.2-UPJ
コードの概要	<p>本解析コードは、使用済燃料等の核種生成量、崩壊熱量並びに中性子及びガンマ線の線源強度を評価するために米国オークリッジ国立研究所で開発され公開された燃焼計算コードであり、使用済燃料輸送キャスク、原子力発電所施設、再処理施設、廃棄物処理施設等幅広く設計に利用されている。</p>
コードの検証及び妥当性確認	<p>ORIGEN2 は、線源強度解析に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】  本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードの計算機能が適正であることは、コード配布時に同梱されたサンプル問題の再現により確認している。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>【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通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・米国原子力学会 (ANS), 「ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials」, Nuclear Technology vol. 62, (1983年9月) において、ANS 標準崩壊熱との比較及び使用済燃料中のウラン、プルトニウム、アメリシウムなどの組成の実測値との比較により妥当性の確認を行っている。</li> <li>・今回の使用目的は上記妥当性確認内容と合致しており、本計算機コードの使用は妥当である。</li> </ul>

## (3) DOT. 3. 5

コード名	DOT3. 5
項目	
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1976 年
使用したバージョン	DOT-3. 5
コードの概要	本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所にて開発された二次元輸送計算コードであり、臨界解析及び遮蔽解析などの分野で広く利用されている。解放は角度方向を有限個の代表格で表示する Sn 法である。
コードの検証及び妥当性確認	<p>DOT3. 5 は、ガンマ線及び中性子計算に使用している。</p> <p>【検証 (Verification)】          本解析コードの検証の内容は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本解析コードの計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・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。</li> <li>・DOT3. 5 コードは、放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられれば放射線束分布解析は可能であり、線量換算係数を乗じることで線量計算に適用可能である。</li> </ul> <p>【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通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・日本原子力学会、「中性子遮蔽ハンドブック」、(1993 年 4 月) において、使用済燃料輸送キャスクの解析値と測定値を比較している。解析値が全て測定値を上回っており、DOT3. 5 コードを本評価に適用することは妥当である。</li> <li>・今回の使用目的は上記妥当性確認内容と合致しており、本計算機コードの使用は妥当である。</li> </ul>

## (4) ANISN

コード名	ANISN
項目	
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1967年
使用したバージョン	3.2
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所にて中性子線の遮蔽計算を目的として開発されたコードであり、1次元ボルツマン輸送計算式による中性子線及びガンマ線の放射線束分布の算出が可能である。</p>
コードの検証及び妥当性確認	<p>ANISN は、ガンマ線及び中性子計算に使用している。</p> <p>【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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ ANISN コードは、中性子線の放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられれば中性子線の放射線束分布解析は可能であり、線量換算係数を乗じることで ANISN コードは中性子線量計算に適用可能である。</li> </ul> <p>【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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ OKTAVIAN 透過実験の実測値 (Yamamoto, J., et al.: "Numerical Tables and Graphs of Leakage Neutron Spectra from Slabs of Typical Shielding Materials with D-T Neutron Source," OKTAVIAN Report A-83-05, Osaka Univ. (1983)) において、実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。</li> <li>・ 今回の使用目的は上記妥当性確認内容と合致しており、本計算機コードの使用は妥当である。</li> </ul>

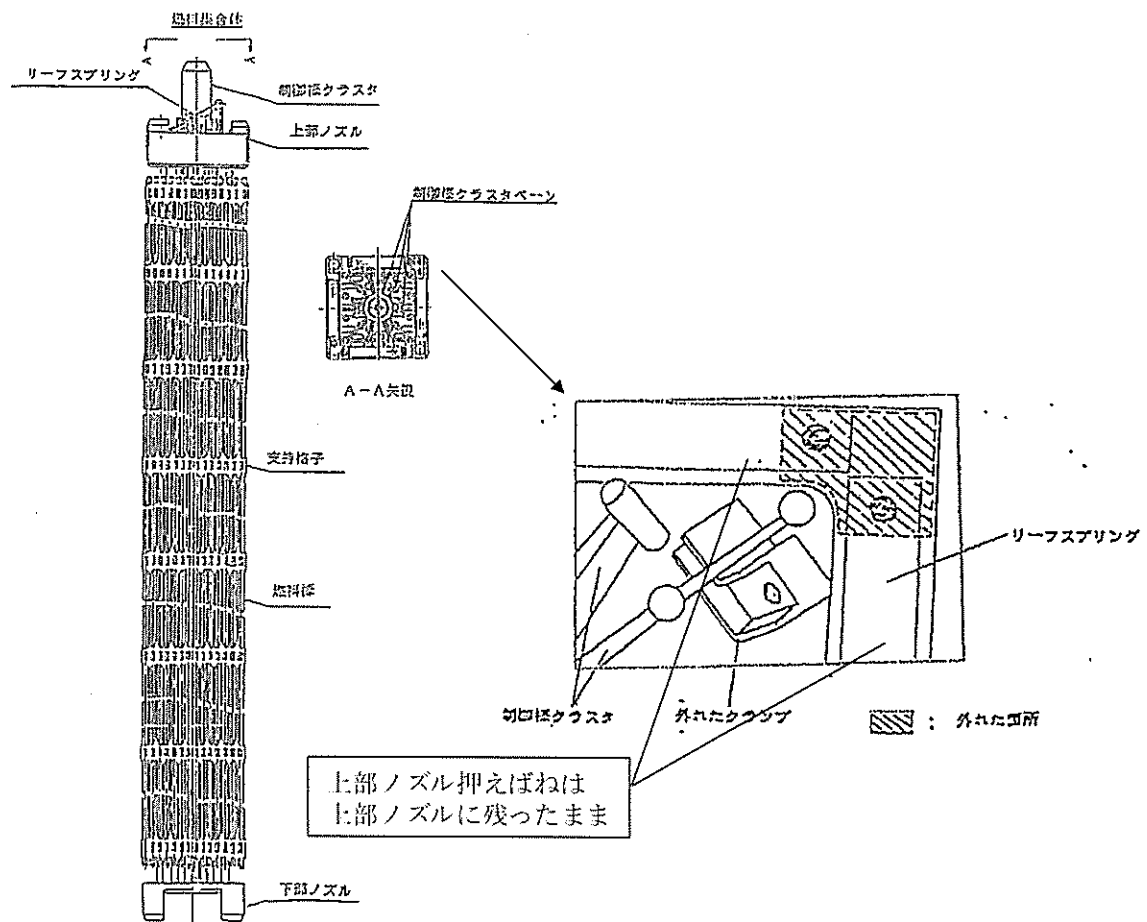
(参考1) クランプが脱落した燃料について

1. はじめに

伊方発電所の2号炉の使用済燃料ピット内には、漏えい燃料3体の他に、上部ノズルのクランプ\*が脱落(参考図1参照)した燃料が保管されている。

(参考表1)

当該燃料については、他の通常の燃料と同様に取り扱うことができると考えており、今後、2号炉から3号炉に使用済燃料輸送容器を用いて構内輸送することとしている。ここでは当該燃料の構内輸送について影響の有無を確認した。



参考図1 D87燃料の状況(概要)

\*クランプ：炉心内で燃料の浮き上がりを防止するためのリーフスプリング(押さえばね)を固定するための金具。なお脱落したクラ



ンプは既に回収している。

参考表 1 伊方発電所 2号炉 クランプ脱落燃料

燃料番号	D87
照射終了日	昭和 62 年 1 月 19 日
初期濃縮度	約 3.3wt%
燃焼度	<input type="text"/> MWd/l
事象発生時期	昭和 62 年 1 月 (第 4 回定期検査の原子炉内の燃料集 合体上部点検時に脱落を確認)

## 2. クランプが脱落した燃料被覆管の健全性

当該燃料は炉心に装荷し運転していた際に、クランプが脱落したものであり、脱落后は上部ノズルの外枠内に収まっており、燃料被覆管に接触していないこと及び、取出し後の燃料外観検査において、有意な傷や損傷は確認されていないことから、燃料被覆管の健全性に影響はない。

なお、リーフスプリングは、クランプ脱落后も上部ノズルに結合されているため、通常の燃料と同様に取り扱うことができる。

## 3. 構内輸送時の影響

### (1) クランプが脱落した燃料の取扱いに関する事項

#### ①キャスクへの燃料装荷/取出時

使用済燃料取扱工具等の取扱工具を使用する際は、掴み不良等の不具合が生じないように取扱工具の着底確認、ラッチ確認、吊上げ重量や目視確認（投込カメラ含む）等、通常の燃料の取扱い時と同じく、確実に取扱いできていることを慎重に確認しながら作業を行うことで、問題なく取り扱う

ことができる。

## ②構内輸送時

当該燃料のリーフスプリングは、現在も上部ノズルに結合されており、構造上、輸送中でも外れることはない。

## (2) 使用済燃料輸送容器の既認可に関する事項

既認可の各評価に対する当該クランプの影響を整理した結果、影響がないことを確認した。

- ・強度評価：燃料集合体における評価対象は燃料被覆管であり、当該クランプは評価対象外であること、また評価対象である燃料被覆管の形状等に係る部材ではないことから影響なし。
- ・未臨界評価：当該クランプは、核分裂性物質ではなく、モデル化対象外であることから影響なし。
- ・遮へい評価：当該クランプは、上部ノズルの一部として均質化しており、クランプの形状はモデル化対象外であることから影響なし。
- ・除熱評価：当該クランプは、発熱しない部材であり、モデル化対象外であることから影響なし。

## 4. まとめ

以上のとおり、上部ノズルのクランプが脱落した燃料は通常の燃料と同様に取り扱うことができるため、構内輸送することによる安全上への影響はなく、また、使用済燃料輸送容器の既認可への影響もない。

(参考2) 外運搬規則への影響について

漏えい燃料の構内輸送にあたり核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（以下「外運搬規則」という。）への適合性の確認は不要であるが、使用済燃料輸送容器（NFT-14P 型）を用いて使用済燃料を再処理工場へ輸送する場合を想定し、外運搬規則への影響について整理する。

今回構内輸送する漏えい燃料は、長期間伊方発電所2号炉の使用済燃料ピットにおいて、適切に保管されていたことから、通常輸送時に漏えい燃料棒から放射性物質が放出される可能性は極めて低いと考えられる。

仮に放出されるとしても放射性物質はガスおよび水溶性の核種が放出されるため、これらの放射性物質は構内輸送完了後の輸送容器の蓋開放時や輸送容器内水の水抜き時に排出される。そのため、漏えい燃料輸送に起因する外運搬規則への影響は無い。

(参考3) 廃止措置計画の記載について

廃止措置計画「六 性能維持施設」に追加した使用済燃料輸送容器に漏えい燃料を収納して輸送する際の影響が、既許認可の評価に包絡されることを確認しており、使用済燃料輸送容器が漏えい燃料を輸送可能であることを明確化する。

施設区分	設備等の区分	位置、構造及び設備 <sup>※1</sup>		維持機能	性能	維持期間	
		設備(建家)名称	維持台数				
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	使用済燃料輸送容器 <sup>※2</sup>	1基	下記以外は既許認可どおり 漏えい燃料を輸送可能とする設計 <sup>※3</sup>	臨界防止機能 除熱機能 密封機能 放射線遮蔽機能	使用済燃料の運搬及び放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。	1号及び2号炉使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料の構内運搬に係る使用が完了するまで

※1：3号炉との共用施設は、維持管理の対象から除く。

※2：1号炉のみとの共用施設は、維持管理の対象に含む。

※3：漏えい燃料を収納する際の燃料の収納条件を追加し、漏えい燃料の収納により既許認可への影響が考えられる臨界防止機能及び放射線遮蔽機能に係る評価において、漏えい燃料の影響を保守的に考慮しても既許認可評価結果に包絡されることを確認。