

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における  
残存放射性ヨウ素量等について

平成26年12月22日

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ  
安全技術管理官（システム安全担当）付

## 目次

1. はじめに	1
(1) 検討の背景	1
(2) 検討の範囲及び方法	1
2. 福島第一原子力発電所の燃料集合体の保管状況	3
3. 福島第一原子力発電所の炉内及び使用済燃料プール における放射性ヨウ素量の評価	4
3. 1 事故以前の運転によって蓄積された放射性ヨウ素の残存量の評価	4
(1) 炉内に蓄積された放射性ヨウ素の残存量の評価	4
(2) 使用済燃料プールに蓄積された放射性ヨウ素の残存量の評価	4
3. 2 自発核分裂によって生じる放射性ヨウ素の発生量の評価	4
(1) 自発核分裂によって生じる炉内の放射性ヨウ素の発生量の評価	4
(2) 自発核分裂によって生じる使用済燃料プールの 放射性ヨウ素の発生量の評価	4
(3) 自発核分裂によって生じる放射性ヨウ素の発生量の経時変化	7
4. 炉内燃料デブリ及び使用済燃料プールにおける臨界の可能性検討	9
(1) 炉内燃料デブリの臨界の可能性検討	9
(2) 使用済燃料プールの臨界の可能性検討	12
5. まとめ	14
参考文献	15
(添付資料)	
添付1 : ORIGEN コードの計算条件等	添-1

## 1. はじめに

### (1) 検討の背景

原子力災害対策指針の次回の改訂において、東京電力株式会社福島第一原子力発電所を対象とした特別な防護措置を定める必要がある。

安定ヨウ素剤について、福島第一原子力発電所を除く一般の発電所においては、指針上、予めPAZ圏内の住民に事前配布するとともに、UPZ圏内の住民に対しては、緊急時における避難の際などに、必要に応じて配布することとなっている。しかし、福島第一原子力発電所は、現在、殆ど放射性ヨウ素が炉内に残っており、大量放出には至らないと予想される。

上記考え方について、規制委員会として科学的・合理的に説明可能な論拠を整えるため、現在の福島第一原子力発電所の放射性ヨウ素の放出量の評価を実施する。

### (2) 検討の範囲及び方法

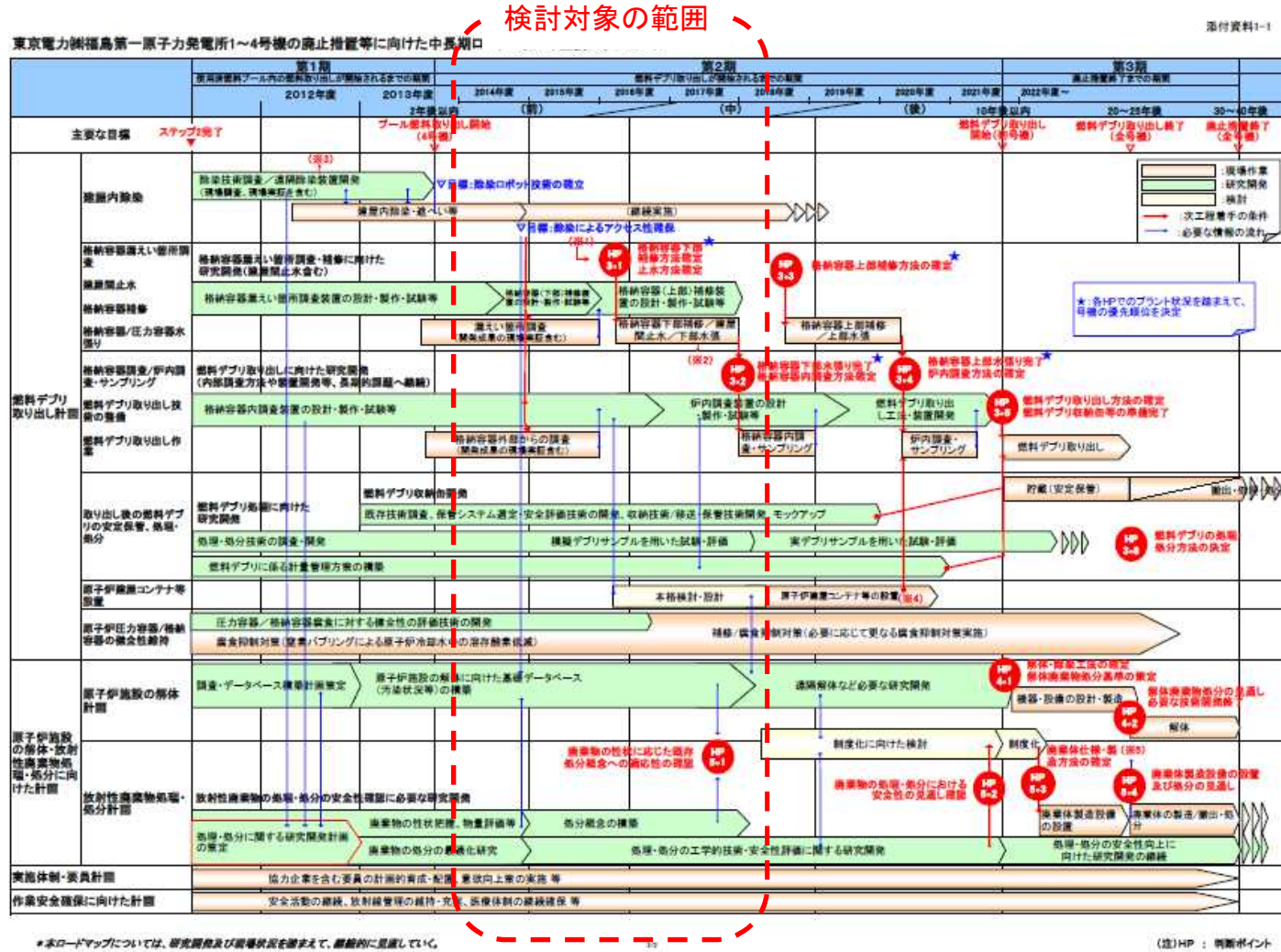
現在の福島第一原子力発電所の炉内及び使用済燃料プールに保管されている燃料集合体について、以下の各範囲について、本分中に記載している方法により放射性ヨウ素の残存量について検討する。なお、図1-1に示す東京電力の福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置に向けたロードマップでは、2018年末から燃料デブリ取り出しのための、水張り作業が想定されている。この工程以降の臨界管理については、現在検討が続けられている段階であるため、本検討の対象外とする。

- 1) 現在の福島第一原子力発電所の炉内及び使用済燃料プールにおける放射性ヨウ素量の評価
- 2) 現在の福島第一原子力発電所の炉内及び使用済燃料プールにおける臨界の可能性の検討

---

\*本資料は、原子力防災政策課(当時)からの依頼に基づき、平成26年8月6日に同課に報告した内容に基づき作成したものである。

図1-1 東京電力福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール



\*東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(2012年7月30日改訂)より抜粋

## 2. 福島第一原子力発電所の燃料集合体の保管状況

福島第一原子力発電所では、廃炉に向けて6号機では炉内から使用済燃料プールへの移送が実施された。また、4号機では使用済燃料プールから共用プールへの燃料集合体の移送が実施されており、炉内及び使用済燃料プールにおける燃料集合体の保管体数は日々変化している。表2-1に平成26年4月30日現在の燃料集合体の保管状況を示す。放射性ヨウ素の評価対象は、この表に示す保管状況に対応したものである。

表2-1 福島第一原子力発電所の炉内及び使用済燃料プールの燃料集合体保管体数  
(新燃料を除く、平成26年4月30日現在)

	炉心	使用済燃料プール	備考
1号機	400体	292体	
2号機	548体	587体	
3号機	548体	514体	
4号機	—	583体	共用プールへ移送中
5号機	428体	946体	
6号機	—	1,456体	使用済燃料プールへ移送完了
共用プール	—	6,119体	4号機プールから受入中

### 3. 福島第一原子力発電所の炉内及び使用済燃料プールにおける放射性ヨウ素量の評価

#### 3. 1 事故以前の運転によって蓄積された放射性ヨウ素の残存量の評価

##### (1) 炉内に蓄積された放射性ヨウ素の残存量の評価

福島第一原子力発電所の1号機から3号機までは、震災発生時までは定格出力による運転が行われており、表3-1に示すように、事故発生直後はそれまでの運転履歴に応じた放射性ヨウ素が燃料中に蓄積していた。しかし、現在(平成26年4月30日時点)では、事故後3年以上が経過しているため長半減期核種であるI-129を除き、表3-2に示すように放射性ヨウ素はほとんど残存していない。また、震災発生当時定期点検中であった5号機についても、直近の運転から同様に3年以上が経過しているため、放射性ヨウ素はほとんど残存していない。なお、4号機は、震災発生当時に行われていたシュラウド交換作業のため炉内に燃料はなく、6号機は、炉内から使用済燃料プールへの燃料集合体の移送が完了している。

##### (2) 使用済燃料プールに蓄積された放射性ヨウ素の残存量の評価

福島第一原子力発電所の使用済燃料プールに保管されている燃料集合体は、現在(平成26年4月30日時点)では、冷却期間の最も短い燃料でも3年以上が経過しており、長半減期核種であるI-129を除き、表3-3に示すように放射性ヨウ素はほとんど残存していない。

#### 3. 2 自発核分裂によって生じる放射性ヨウ素の発生量の評価

##### (1) 自発核分裂によって生じる炉内の放射性ヨウ素の発生量の評価

事故発生前の運転によって蓄積された $Cm-242$ 、 $Cm-244$ 等による自発核分裂によって、表3-4に示すように、現在もわずかながら放射性ヨウ素は発生している。しかし、自発核分裂は出力換算で1W以下であり、生成量は僅かである。なお、自発核分裂または $(\alpha, n)$ 反応によって発生する中性子による二次核分裂による放射性ヨウ素発生への寄与も考えられる。二次核分裂数は体系の実効増倍率に依存し、臨界に近いほどその量は大きくなる。しかし、実効増倍率がある程度高くなるためには燃料デブリの周りに水が存在する必要があるため、その場合には発生したヨウ素の大部分は燃料デブリの周りの液相に移行すると考えられることから、二次核分裂による放射性ヨウ素発生への寄与は大きくない。

##### (2) 自発核分裂によって生じる使用済燃料プールの放射性ヨウ素の発生量の評価

事故発生前の運転によって蓄積された $Cm-242$ 、 $Cm-244$ 等による自発核分裂によって、表3-5に示すように、現在もわずかながら放射性ヨウ

素は発生している。しかし、収納体数の最も多い共用プールでも出力換算で数W程度であり、生成量は僅かである。なお、ヨウ素の生成は自発核分裂または $(\alpha, n)$ 反応によって発生する中性子による二次核分裂による放射性ヨウ素発生の寄与も考えられる。しかし、使用済燃料プールに保管されている全集合体ヨウ素が漏洩したとする今回の評価は、きわめて大きな保守性を持っているため、二次核分裂の寄与は今回の評価結果に包絡される。

表3-1 事故以前の運転によって蓄積された各号機炉内のヨウ素放射能  
(事故直後の放射性ヨウ素の放射能)

核種	半減期	平成23年3月11日時点での放射能(GBq/core)		
		1号機	2号機	3号機
I-128	24.99m	$8.1 \times 10^6$	$1.2 \times 10^7$	$1.2 \times 10^7$
I-129	$1.57 \times 10^7$ y	$4.8 \times 10^1$	$5.9 \times 10^1$	$5.6 \times 10^1$
I-130	12.36h	$1.9 \times 10^7$	$2.8 \times 10^7$	$2.6 \times 10^7$
I-131	8.0252d	$1.3 \times 10^9$	$2.3 \times 10^9$	$2.3 \times 10^9$
Te-132/I-132	3.204d/2.295h	$1.9 \times 10^9$	$3.4 \times 10^9$	$3.4 \times 10^9$
I-133	20.8h	$2.8 \times 10^9$	$4.8 \times 10^9$	$4.9 \times 10^9$
I-134	52.5m	$3.1 \times 10^9$	$5.5 \times 10^9$	$5.5 \times 10^9$
I-135	6.58h	$2.6 \times 10^9$	$4.6 \times 10^9$	$4.6 \times 10^9$

表 3-2 事故後の各号機炉内のヨウ素放射能  
(平成26年4月30日時点での放射性ヨウ素の放射能)

核種	半減期	平成 26 年 4 月 30 日時点での放射能(GBq/core)			
		1号機	2号機	3号機	5号機
I-128	24.99m	0	0	0	0
I-129	$1.57 \times 10^7$ y	$4.8 \times 10^1$	$5.9 \times 10^1$	$5.6 \times 10^1$	$5.2 \times 10^1$
I-130	12.36h	0	0	0	0
I-131	8.0252d	0	0	0	0
Te-132/I-132	3.204d/2.295h	0	0	0	0
I-133	20.8h	0	0	0	0
I-134	52.5m	0	0	0	0
I-135	6.58h	0	0	0	0

注 “0”表示は1Bq以下であることを示す。

注 4号機はシュラウド交換作業のため、事故時に炉心に装荷されていた燃料はない。

6号機炉心に装荷されていた燃料集合体は、平成25年11月29日までに使用済燃料プールへ移送済み。

表 3-3 事故後の各号機使用済燃料プールのヨウ素放射能

核種	平成 26 年 4 月 30 日時点での放射能(GBq/SFP)						
	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	共用プール
I-128	0	0	0	0	0	0	0
I-129	$4.8 \times 10^1$	$1.2 \times 10^2$	$1.1 \times 10^2$	$1.1 \times 10^2$	$1.9 \times 10^2$	$2.6 \times 10^2$	$9.9 \times 10^2$
I-130	0	0	0	0	0	0	0
I-131	0	0	0	0	0	0	0
I-132	0	0	0	0	0	0	0
I-133	0	0	0	0	0	0	0
I-134	0	0	0	0	0	0	0
I-135	0	0	0	0	0	0	0

注 “0”表示は1Bq以下であることを示す。



表 3-4 各号機炉内の自発核分裂による放射性ヨウ素発生量

核種	平成 26 年 4 月 30 日時点(個/sec/core)			
	1 号機	2 号機	3 号機	5 号機
I-128	$5.2 \times 10^{-5}$	$5.9 \times 10^{-5}$	$5.3 \times 10^{-5}$	$4.8 \times 10^{-5}$
I-129	$2.5 \times 10^7$	$2.8 \times 10^7$	$2.5 \times 10^7$	$2.3 \times 10^7$
I-130	$3.0 \times 10^4$	$3.3 \times 10^4$	$3.0 \times 10^4$	$2.7 \times 10^4$
I-131	$1.2 \times 10^8$	$1.3 \times 10^8$	$1.2 \times 10^8$	$1.1 \times 10^8$
I-132	$1.6 \times 10^8$	$1.8 \times 10^8$	$1.7 \times 10^8$	$1.5 \times 10^8$
I-133	$2.2 \times 10^8$	$2.5 \times 10^8$	$2.2 \times 10^8$	$2.0 \times 10^8$
I-134	$2.5 \times 10^8$	$2.9 \times 10^8$	$2.6 \times 10^8$	$2.3 \times 10^8$
I-135	$2.5 \times 10^8$	$2.8 \times 10^8$	$2.6 \times 10^8$	$2.3 \times 10^8$

表 3-5 各号機使用済燃料プールの自発核分裂による放射性ヨウ素発生量

核種	平成 26 年 4 月 30 日時点での放射性ヨウ素の発生量(個/sec/SFP)						
	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機	5 号機	6 号機	共用プール
I-128	$7.2 \times 10^{-5}$	$2.4 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$4.6 \times 10^{-4}$	$9.5 \times 10^{-4}$
I-129	$3.4 \times 10^7$	$1.2 \times 10^8$	$1.0 \times 10^8$	$9.7 \times 10^7$	$1.7 \times 10^8$	$2.2 \times 10^8$	$4.5 \times 10^8$
I-130	$4.1 \times 10^4$	$1.4 \times 10^5$	$1.2 \times 10^5$	$1.2 \times 10^5$	$2.1 \times 10^5$	$2.6 \times 10^5$	$5.4 \times 10^5$
I-131	$1.6 \times 10^8$	$5.4 \times 10^8$	$4.7 \times 10^8$	$4.6 \times 10^8$	$8.1 \times 10^8$	$1.0 \times 10^9$	$2.1 \times 10^9$
I-132	$2.2 \times 10^8$	$7.6 \times 10^8$	$6.6 \times 10^8$	$6.4 \times 10^8$	$1.1 \times 10^9$	$1.4 \times 10^9$	$3.0 \times 10^9$
I-133	$3.0 \times 10^8$	$1.0 \times 10^9$	$8.8 \times 10^8$	$8.6 \times 10^8$	$1.5 \times 10^9$	$1.9 \times 10^9$	$4.0 \times 10^9$
I-134	$3.5 \times 10^8$	$1.2 \times 10^9$	$1.0 \times 10^9$	$1.0 \times 10^9$	$1.8 \times 10^9$	$2.2 \times 10^9$	$4.7 \times 10^9$
I-135	$3.5 \times 10^8$	$1.2 \times 10^9$	$1.0 \times 10^9$	$9.9 \times 10^8$	$1.8 \times 10^9$	$2.2 \times 10^9$	$4.6 \times 10^9$

(3) 自発核分裂によって生じる放射性ヨウ素の発生量の経時変化

放射性ヨウ素は主に Cm-242 (半減期: 約 163 日)、Cm-244 (半減期: 約 18.1 年) の自発核分裂によって生成するため、時間の経過に従って発生量はゆるやかに低下していく。図 3-1 及び図 3-2 に炉内及び使用済燃料プールにおける I-131 の発生量の変化を示す。現在では、自発核分裂のほとんどが Cm-244 によるものとなっているため、自発核分裂数による放射性ヨウ素の発生量は Cm-244 の半減期にしたがって減少する。

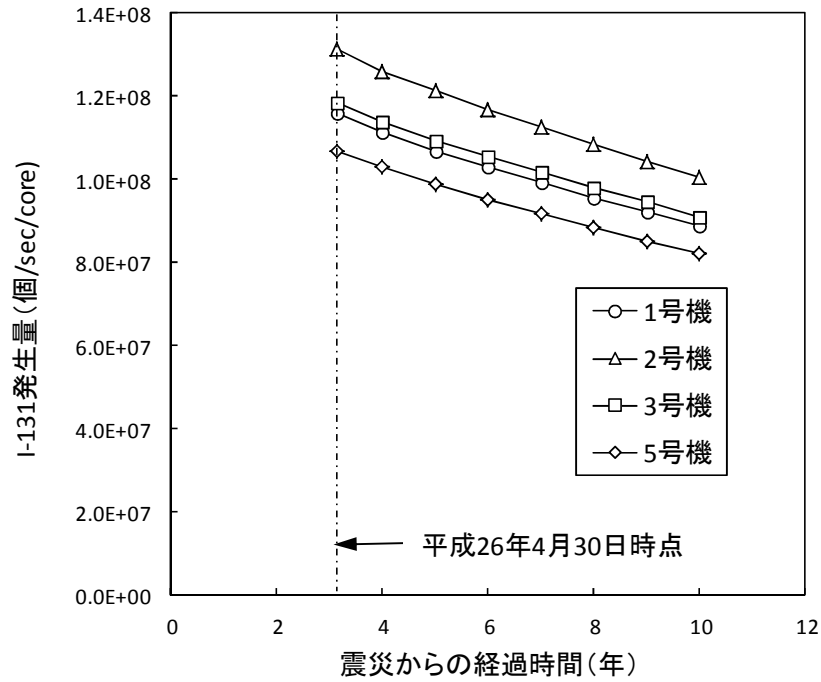


図3-1 自発核分裂によるI-131の発生量の変化（炉内）

注：燃料集合体の炉心からプールへの移送に伴う発生量の変化は考慮していない

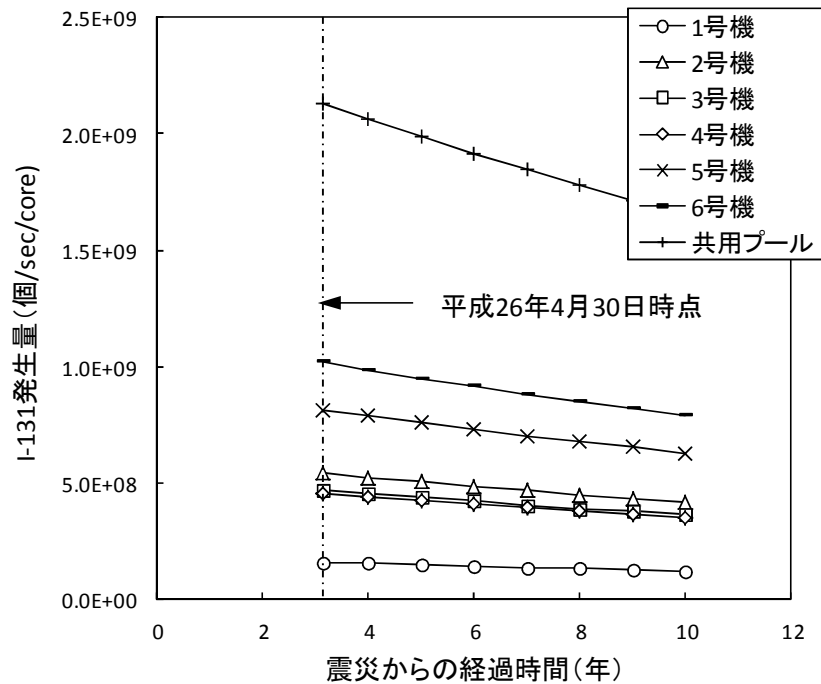


図3-2 自発核分裂によるI-131の発生量の変化（使用済燃料プール）

注：燃料集合体の炉心からプールへの移送に伴う発生量の変化は考慮していない

#### 4. 炉内燃料デブリ及び使用済燃料プールにおける臨界の可能性検討

##### (1) 炉内燃料デブリの臨界の可能性検討

現在の福島第一原子力発電所の1号機から3号機では、格納容器ガス監視システムによって短半減期核種 $Xe-135$ （半減期：9.14時間）の観測が行われており、1号機から3号機の圧力容器内及び格納容器内の燃料は未臨界状態であることが確認されている。また、万一臨界になった場合には、ホウ酸水注入設備によりホウ酸水を注入することで未臨界とすることとしている。<sup>(1)</sup>ここでは、TMI-2号機事故によって得られた溶融デブリの知見を活用し、炉内の燃料デブリによる臨界の可能性について検討する。

##### 1) TMI-2号機の燃料デブリの性状と臨界特性の関係

TMI-2号機と福島第一原子力発電所では、①炉型の違い（PWRとBWR）、②炉心の露出時間の違いによって、燃料デブリの性状と分布は異なると考えられるが、冷却材喪失による炉心溶融事故という点では同じであり、福島第一原子力発電所の燃料デブリの性状の推定に活用できる。以下に、燃料デブリの臨界性に関して影響を与える項目について、調査した結果を示す。

##### ① 燃料デブリの形状等

軽水炉燃料のような低濃縮度燃料の場合、臨界となるためには減速材である水が燃料と一定の割合で混合していることが必要である。溶融した燃料デブリが大きな塊となっている場合には、減速材である水が浸入できないため、臨界の可能性は小さくなる。

TMI-2号機では、炉心の大半が溶融して下方に移動し、溶融・再固化した燃料デブリの塊（溶融プール）を作っている。溶融プールは、溶融した燃料、制御棒、構造材の混合物であり、周囲を主としてジルコニウム、銀、鉄からなる「クラスト」で覆われている。一方、溶融プールの上部及び下部には破碎したペレット、制御棒、再固化したデブリ等からなるサイズの小さい「ルースデブリ」が堆積している。下部ルースデブリのサイズは、岩石状（ $<0.2m$ ）から顆粒状（ $<0.1mm$ ）まで様々であった。<sup>(2), (3)</sup>

##### ② 燃料デブリの組成

溶融した燃料デブリは、落下の途中で炉内構造材を巻き込みながら移動すると考えられるため、それらの成分を含むことが考えられる。ホウ素や燃料中に残存するガドリニアは中性子の吸収断面積が大きく、燃料デブリの臨界特性に大きな影響を与える。

TMI-2号機で採取された燃料デブリは、採取位置によっては制御棒材料のみで構成されるものもあれば、制御棒材料と燃料が混合したデブリも見られた。しかし、大部分の燃料デブリは、 $(U, Zr)O_2$ を主成分とするセラミック質であった。<sup>(2), (3)</sup>

### ③ 燃料デブリの空孔率

燃料デブリには、揮発成分が離脱した後の空孔が多く認められ、多孔質となっている。空孔率は採取位置によって異なり、圧力容器の底部のデブリについては5～41%、平均18%の空孔の存在が報告されている。燃料デブリの空孔には、減速材である水が浸入する可能性があり、燃料デブリの堆積状況にも依存するが、空孔率が多い方が臨界の可能性が大きくなる。<sup>(4)</sup>

## 2) 東京電力による燃料デブリの臨界評価について

東京電力は「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」<sup>(1)</sup>の原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備添付資料—4において、燃料デブリの臨界評価を実施している。

燃料デブリの組成としては、平均燃焼度の低い3号機にさらに保守性を持たせた燃焼度燃料を代表組成とし、「燃焼度クレジット導入ガイド原案」で考慮することが認められている核分裂生成物(FP)と保守的に存在量を低めに評価したガドリニアが燃料に混在するとしている。構造材の混入については、保守的に炉心域の構造材(被覆管、チャンネルボックス、炉心支持板等)が燃料と混合するとし、制御材については、混合割合に対する感度解析を実施している。

燃料デブリの形状については、臨界となる可能性が大きい粒子状デブリをモデル化した球体系とし、燃料デブリの堆積状況として立方格子に燃料デブリ球が1つ入った立方格子モデル(減速材割合約48%)と体心立方格子モデル(減速材割合約32%)を設定している。燃料デブリ球の半径については、非均質効果を調べるために最大10cmまでの大きさについて感度解析を実施している。さらに、燃料デブリの空孔に対する水の浸入を模擬するため、燃料デブリ球の中心に体積比で20%の空孔を設け、水を配置したモデルについても評価を行っている。

評価結果によれば、燃料集合体16体につき1体の制御材が混入したケースでは、減速割合によらず10%以上の未臨界度が確保されるとしている。さらに、制御材が混入しない場合でも、すべての評価ケースについて無限増倍率が1.0を下回るとしている。

## 3) 時間経過に伴う燃料組成変化

現時点では、1号機から3号機の燃料デブリの堆積状況が確認できていないため、圧力容器及び格納容器での臨界評価は定性的なものになる。しかし、現時点では格納容器ガス管理システムによるXe-135の測定から、未臨界が確保されていることは確認されている。そのため、今後の燃料取り出し作業までの期間において、燃料の堆積・冠水状態が変わらなければ未臨界が維持されることを確認しておく必要がある。

燃料デブリの経時変化にともなう反応度への影響として、①経時変化による

燃料組成変化、②崩壊熱低下に伴う燃料温度低下の2点が考えられる。①については、今後100年程度は燃料デブリ中の核種の比較的短半減期の放射性核種の壊変（ $Eu\ 155 \rightarrow Gd\ 155$ ：半減期(4.753年)、 $Pu\ 241 \rightarrow Am\ 241$ ：半減期(14.29年))によって燃料デブリの組成が変化することによる中性子吸収断面積の増加及び核分裂断面積の減少によって燃料デブリの反応度は低下していく。図4-1に、福島第一原子力発電所の燃料を模擬したOECD/NEAのPHASE-IIIベンチマーク問題<sup>(5)</sup>について、最も平均燃焼度の小さい3号機の平均燃焼度21.7GWd/tまで定格出力で運転したのち、約10年間の冷却を行った場合の反応度変化を示す。この図から、燃料組成の観点からは経時変化によって単調に反応度が低下していくことが確認できる。

燃料デブリの温度変化については、圧力容器下部の温度は、1号機で15~30℃、2,3号機で20~40℃程度の範囲で推移しており、季節変化による注水温度変化の影響を受けている。圧力容器下部温度は、燃料デブリの温度ではないが、臨界に影響する冠水している燃料デブリの温度はこの温度測定結果からそれほど高くないものと考えられる。また、ドップラ反応度係数は集合体体系で約 $-3 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ 程度であるため、燃料温度の低下による正の反応度効果は小さい。

これらの検討の結果、燃料の再配置や減速条件の大幅な変化がなければ、時間経過による温度及び組成変化によって臨界となる可能性はない。

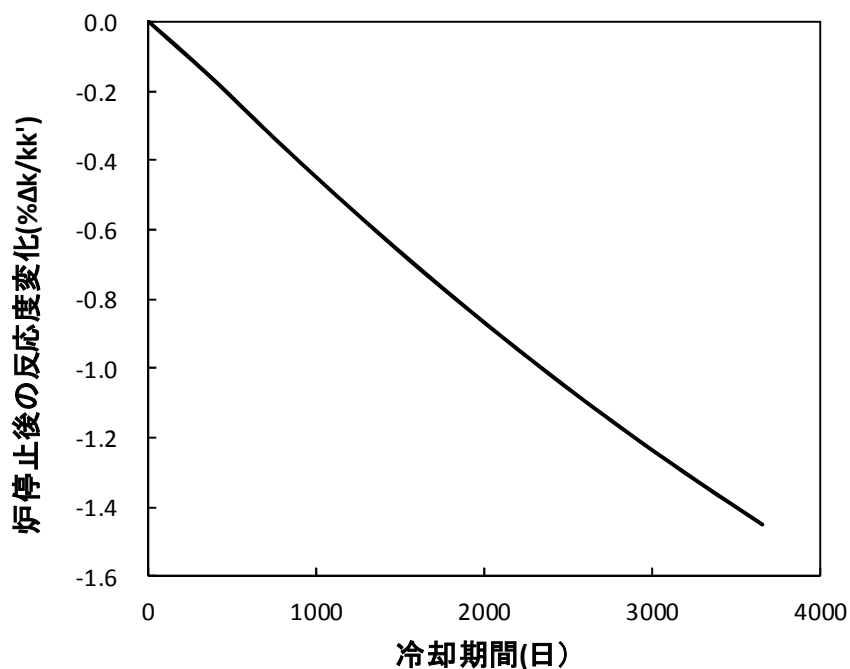


図4-1 冷却による燃料組成変化に伴う反応度変化の例

## (2) 使用済燃料プールの臨界の可能性検討

使用済燃料プールは、燃料貯蔵ラックによる集合体間の距離の確保と燃料貯蔵ラック自体の中性子吸収によって未臨界が確保されている。そのため、燃料貯蔵ラックの健全性を確保することが未臨界の確保に対して重要となる。

福島第一原子力発電所の1号機、3号機、4号機では、原子炉建屋の水素爆発によって、コンクリートがれきがプール内に落下した。さらに、2号機から4号機の使用済燃料プールでは、事故による冷却機能喪失による水位低下を補うために、海水の注水が行われた。

その後、海水の塩分による燃料貯蔵ラック等の腐食を防止するために、逆浸透膜処理装置（RO装置）による塩分除去が進められた結果、保安規定基準を十分下回るレベルまで塩化物イオン濃度は低減している。また、大量のコンクリートが落下した3号機使用済燃料プールでは、コンクリートからの溶出物によりプール水が強アルカリ性となっていたが、ホウ酸の投入により中和されている。さらに、溶存酸素濃度を低減させる目的で、各号機のプールには間欠的にヒドラジンが注入されている。このように、プール水の水質改善が図られたことにより、燃料貯蔵ラック等の腐食の可能性は小さくなっている。

福島第一原子力発電所では、燃料貯蔵ラックの一部に減速過多の条件で未臨界を確保する方式のものが採用されており、冷却機能が喪失し沸騰ボイドが発生すると反応度が上昇する可能性がある。しかし、表4-1に示すように、仮に冷却機能が失われたとしても現在の崩壊熱レベルで沸騰が発生するまでには各号機とも一週間以上の時間的余裕があり、プール水の補給等の対応をすることは十分に可能である。

以下に、各号機の使用済燃料プールの臨界の可能性について示す。

### 1) 1号機

原子炉建屋の水素爆発の影響から、使用済燃料プール内のカメラによる観測記録は得られていない。しかし、プール水の検査の結果では、pH8.2と3号機の中和作業前の値であるpH 11.2にくらべて低く、3号機ほど大量のコンクリートがれきは落下していないと考えられる。また、放射性物質濃度測定の結果、プール水から検出されたCs-134及びCs-137は、その放射能比から事故を起こした1号機の原子炉由来のものであり<sup>(6)</sup>、ほとんどの燃料は健全であることがわかる。したがって、燃料貯蔵ラックも健全性を維持していると考えられる。

### 2) 2号機

2号機も使用済燃料プール内のカメラによる観測記録は得られていないが、原子炉建屋の水素爆発はなく、使用済燃料プールの事故による影響は小さいと考えられる。さらに、プール水から検出されたCs-134及びCs-137は、その放射能比から事故を起こした2号機の原子炉由来のもの<sup>(6)</sup>であり、ほとんどの燃料は健全であると考えられる。

### 3) 3号機

使用済燃料プールの水中カメラの観測では、燃料貯蔵ラック上部に大量のコンクリートがれきが堆積しているものの、燃料貯蔵ラックの大規模な破損は観測されていない。

3号機では、水素爆発の直後から翌々日にかけて原子炉から大量の白煙が観測された。国会事故調査報告書では、検証すべき様々な課題のひとつとして3号機の白煙のエネルギー源について検討する必要性が指摘されている。平成25年度に実施された原子力規制委員会における詳細な検討の結果<sup>(7)</sup>、コンクリートがれきの落下や沸騰ボイドの発生に対して極端に保守的な仮定を置けば、反応度が上昇する可能性はあるものの、3号機の使用済燃料プールでの臨界は否定されている。

### 4) 4号機

事故後の使用済燃料プールの水中カメラの観測では、一部にコンクリートがれきの落下が認められたが、共用プールへの燃料集合体の移送のためにがれきの撤去が行われた。現在も共用プールへの移送が進められており、平成26年12月15日現在で事故時に保管されていた1533体のうち1507体の移送が終了しており、今年度中に移送を完了させる計画となっている。4号機の貯蔵ラックは、水中カメラの観測から健全性を維持しており、臨界となる可能性はない。

### 5) 5、6号機及び共用プール

5、6号機及び共用プールも震災発生後に冷却機能を喪失しており、一時的に水温の上昇及び水位の低下が発生したが、補給水の実施等により水温の上昇を防いだ。また、他号機と比較して建屋の損傷がなかったため、比較的早い段階で循環冷却の復旧に成功（3月19日（5、6号機）、3月24日（共用プール））しており、燃料貯蔵ラックの健全性に問題はない。

表 4 - 1 除熱機能喪失時における使用済燃料プールの水温上昇率

使用済燃料プール	崩壊熱 (kcal/h)	温度上昇率 (°C/h)	温度上昇率算出に用いた保有水量 (ton)	備考
1号機	$6.53 \times 10^4$	0.065	1004	
2号機	$1.88 \times 10^5$	0.157	1197	
3号機	$1.66 \times 10^5$	0.119	1390	
4号機	$3.95 \times 10^5$	0.282	1400	
5号機	$2.75 \times 10^5$	0.198	1390	
6号機	$4.38 \times 10^5$	0.145	3028	プールゲート開のため保有水量大
共用プール	$1.27 \times 10^6$	0.318	4000	平成 23 年 3 月 11 日時点で 4 号使用済燃料プール及び共用プールに存在していた燃料の崩壊熱合算値

## 5. まとめ

現在の福島第一原子力発電所の炉内及び使用済燃料プールにおける放射性ヨウ素の残存量を評価した結果、事故前までの運転によって蓄積した放射性ヨウ素は長半減期の  $I-129$  を除いて現在は炉内、使用済燃料プールとも残存していない。また、 $Cm-244$  等の自発核分裂によるヨウ素の生成は、炉心及び使用済燃料プールともわずかながら続いているが、核分裂出力換算で最大で数W程度である。

1号機から3号機までの燃料デブリについては、その堆積状況等が確認されていないため、臨界の可能性についての定量的な議論は難しい。しかし、現時点での未臨界は、格納容器ガス監視システムの  $Xe-135$  の観測結果から確認されており、今後、燃料デブリの移動や冠水がなければ臨界の可能性はほとんどない。また、使用済燃料プールについては、燃料貯蔵ラックの健全性が確保されていることから、臨界の可能性はない。



## 参考文献

- (1) 「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」, 東京電力株式会社, 平成24年12月 (平成25年8月一部補正) .
- (2) 永瀬文久, 「燃料デブリ取り出しに向けた臨界安全における課題」, 日本原子力学会誌, 56(4), 235-239 (2014) .
- (3) 永瀬文久, 「溶融燃料の形態及び特性」, 2012年春の年会, 核燃料部会セッション
- (4) D. W. Akers et al, ” Examination of relocated fuel debris adjacent to the lower head of the TMI-2 reactor vessel ” , NUREG/CR-6195, U. S. Nuclear Regulatory Commission (1994) .
- (5) Kenya Suyama et al, ” OECD/NEA Burn-up Credit Criticality Benchmark Phase III-C Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent Fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel, ” sep. (2012) .
- (6) 「福島第一原子力発電所事故後の取り組みと今後の計画について」, 東京電力
- (7) 第4回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, 「3号機使用済燃料貯蔵プール内の臨界の可能性について」, [http://www.nsr.go.jp/committee/youshikisya/jiko\\_bunseki/data/0004\\_04.pdf](http://www.nsr.go.jp/committee/youshikisya/jiko_bunseki/data/0004_04.pdf)

## 添付資料1 ORIGEN コードの計算条件等

### 1. はじめに

炉内及び使用済燃料プールの放射性ヨウ素の評価は、燃焼・冷却計算コードとして実績のある ORIGEN2.2 コード<sup>(1)</sup>（以下、「ORIGEN コード」という）と国内最新のライブラリ ORLIBJ40<sup>(2)</sup>を使用した。ORLIBJ40 は BWR 燃料については、燃料タイプ、ボイド率等の組み合わせに従って複数のライブラリから構成されているが、事業者より提供された炉内及び使用済燃料プールに格納された全集合体の①燃料タイプ、②平均燃焼度、③冷却期間に応じてライブラリを選定し、各炉心の放射性ヨウ素及び自発核分裂核種生成量を評価した。なお、ボイド率については、BWR 炉心の運転時の標準的なボイド率である 40%に相当するライブラリを使用した。

以下に、ORIGEN コードでの具体的な計算条件を示す。

### 2. 比出力、燃焼期間

燃焼計算に使用する比出力は、定格出力と燃料装荷量から炉心ごとに設定した。また、燃焼期間は、集合体ごとに与えられた平均燃焼度を保存するように燃焼度と比出力から算出した。実際の運転においては、定期検査等による停止期間やサイクル中の出力変動が考えられるが、主要な自発核分裂核種である  $Cm-244$  等の長半減期核種では、運転履歴の効果は大きくない。

### 3. 燃料組成

ORIGEN コードの入力に使用した燃料組成は、原子炉設置変更許可申請書の集合体平均濃縮度等の値から導出した。3号機では、一部の燃料に MOX 燃料が使用されているが、自発核分裂核種である  $Cm$  への転換を大きく評価するように、集合体平均プルトニウム富化度の最大値である 5.3%を用いた。

### 4. 自発核分裂時の中性子放出数

自発核分裂によって生じる放射性ヨウ素の生成量を評価するためには、自発核分裂数が必要となる。一方、ORIGEN コードでは自発核分裂したそれぞれの核種から生じた中性子数が出力される。そのため、それぞれの核種の自発核分裂数を求めるには、発生した中性子数をそれぞれの核種の核分裂あたりの平均中性子放出数( $\nu$ )で割る必要がある。自発核分裂数を求めるために使用した $\nu$ 値は ORIGEN コードで使用されている数値を用いた。

### 5. ヨウ素の核分裂収率

ヨウ素の積算収率として JENDL-4.0<sup>(3)</sup>で評価された値を用いる。JENDL-4.0 では、 $U-238$ 、 $Cm-244$ 、 $Cm-246$ の3つの核種の自発核分裂の収率が評価されている。ここで評価されていない $Cm-242$ 等の収率については、保守的に上記

3 核種で最も大きな収率を使用した。しかし、今回の評価において自発核分裂数の最も大きな Cm-244 の収率は与えられているため、この仮定による影響は大きくない。

#### 参考文献

- (1) A. G. Croff ,” A Users Manual for the ORIGEN2 Computer Code ” , (1980), ORNL/TM-7175.
- (2) 奥村啓介他、” JENDL-4.0に基づくORIGEN用断面積ライブラリセット：ORLIBJ40” , JAEA-Data/Code 2012-032. Japan Atomic Energy Agency (2012) .
- (3) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: ”JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol., 48, 1 (2011).