

福島第一原子力発電所 2 号機格納容器（PCV）内ガス濃度評価誤り等に対する  
原因と対策について

1. はじめに

平成 23 年 10 月 28 日～11 月 14 日にかけて実施した 2 号機 PCV 内ガスの測定結果（公表済み）に誤りが確認され、11 月 17 日に訂正を実施した。これは、Ge 検出器の内部定数（自己吸収補正係数）に関わる基礎データの設定誤りにより、計算結果が相違したものである。また、それ以前の 9 月 14 日に行った 1 号機 PCV 内ガスの測定においても同様の誤りをし、後日訂正を実施していた。

同様の誤りを繰り返したことを含め、誤り発生の経緯と原因を究明し、対策について検討・実施を行った。

2. PCV ガスの分析実績と時系列

- (1) 1 及び 2 号機 PCV のガス濃度の分析を実施(1 号機：7/29, 2 号機：8/9)。(資料 1 ①②)
- (2) 海水試料の検出限界値を下げるため、新たな形状の試料（20ml マリネリビーカー（水））での計測が必要となったことから、Ge 検出器（No.5、No.6）で、20ml マリネリビーカーに対する校正を実施(8/24～8/29)。
- (3) 1 号機 PCV 内ガス濃度分析において 9 月 14 日にサンプリングした公表データ\*1 に誤りがあり、9 月 21 日に訂正を実施。(資料 1 ③)
- (4) 2 号機 PCV 内ガス濃度分析の公表データ(10/28～11/14 にサンプリング・測定)\*2 に一部誤りがあり、11 月 17 日に訂正を実施。(資料 1 No.④⑤⑦)

\*1：Ge 検出器（No.5）で計測

\*2：Ge 検出器（No.6）で計測

3. 誤りの内容（資料 2）

- ・どちらの誤りも、PCV 内ガスの分析に使用する Ge 検出器の設定に際して、解析対象となる試料形状（バイアル瓶）に係るパラメータの一部（材料番号）を誤って入力されていたため、解析プログラムが、正しい内部定数（自己吸収補正係数\*3）を使用して補正計算をしなかったことによるものである。

\*3: Ge 検出器による分析において、校正に用いる標準試料の材質と、測定する試料の材質が異なる場合（校正に用いる標準試料の材質が水で、測定試料の材質が気体の場合など）、自己吸収補正が必要となる。その差分を補正する係数を自己吸収補正係数と呼んでいる。

- ・具体的には、PCV 内ガス（気体）はバイアル瓶を用いて分析を行うが、バイアル瓶の校正は、バイアル瓶状のガスの標準線源が無いため水で校正を行っているので、自己吸収補正が必要だったところ、実際には自己吸収補正係数による補正は不要、という設定となっていた。（水で校正し、気体を測定する場合は、“材質番号\*4「3」”と登録すべきところ、空気で校正

し、空気を測定する設定“材質番号\*4「1」”と登録されていた。)

#### 4. 原因と対策

Ge分析作業に関わるフローを資料3に示す。本事象を防止すべきステップは資料3の①「計測器校正」、②「測定<測定者>」及び④「評価、アドバイス<審査者>」であり、それぞれのステップで防止できなかった原因は以下の通り。

なお、③「評価<測定者>」、⑤「報告書作成<作成者>」、⑥「報告書の確認<審査者>」、⑦「データ評価結果のチェック<副班長>」においても間違いの発見は可能であり、これらのステップにおいても補足的に対策を行うこととする。

<原因>

(1) 9月21日に訂正した誤りについて

##### a. 計測器校正時 (①) (資料4)

- ・1F保安班は、拡散し希釈されていることが想定される海水について、低濃度であっても検出することができるよう、検出限界値を下げるため、メーカーで作成した操作手順書に従って、Ge検出器(No.5)と(No.6)に対して、新たな試料形状(2ℓマリネリビーカー)に対する校正を実施したが、どちらの検出器も操作手順通りに、自動校正プログラムが作動しなかった(8/24~8/29)。
- ・メーカーと連絡を取り合いながら、手動で内部定数設定画面を開き、2ℓマリネリビーカーの基礎データ(材質番号\*4、密度、高さ)登録を試みた(8/29)。
- ・この内部定数設定画面は、2ℓマリネリビーカー以外に、バイアル瓶などその他の形状の基礎データ(材質番号\*4、密度、高さ)の変更が可能な画面であるので、この段階で、バイアル瓶の材質番号を変更してしまった可能性が高い\*5。
- ・種々の試行をしたが、この画面で2ℓマリネリビーカーの基礎データを設定できなかったため、メーカーと連絡を取り合いながら直接データベース上で基礎データの書き換えを実施\*6。
- ・2ℓマリネリビーカーが正常に測定できることを確認し、校正作業を終了。その際、2ℓマリネリビーカー以外の基礎データに変更がないことを確認しなかった。

\*4 材質番号: 標準線源と測定試料がそれぞれ何かを表す番号。例えば、標準線源が空気、測定試料も空気の場合は材質番号1を、標準線源が水で、測定試料が空気の場合は材質番号3を入力する。バイアル瓶の測定を行う場合、標準線源が水で、測定試料が空気なので、材質番号が3であったのだが、これを1に変えてしまった。標準線源と測定試料が同じ物質である場合、補正を行う必要がないので、標準線源と測定試料が同じ物質であるとPCが判断し、自己吸収補正係数による補正が行われなかった。

\*5 校正実施者に聞き取りを実施した結果、バイアル瓶の材質番号を意識的に変更したという記憶は定かではなかった。しかし、8月24日~29日に実施した校正プロセスにおいて、バイアル瓶の材質番号を変更できるプロセスは、内部定数設定画面を開いたプロセスしかない。

\*6 データベースの書き換えの際にバイアル瓶の材質番号が変更された形跡は無かった。

##### b. 測定時 (②)

- ・作業放射線管理Gの測定者の作業分担は、内部定数が正しく設定されている計測器

に、正しく「サンプル名称」「試料採取時刻」「試料形状」「試料量」「測定時間」等を入力し、アウトプットを得ることであるが、測定器を使用する前に、機器が正常な状態に設定されていることを確認しなかった。

c. 評価時 (③)

- ・測定者は、入力情報の確認と測定結果に異常がないかに力点をおいて確認を行っていた。

d. 帳票審査時 (④)

- ・審査者は、自己吸収補正係数の意味を理解しており、帳票に記載されている試料形状から数値に誤りに気づける力量はあった。
- ・しかし、帳票審査の段階において確認すべき項目が明確でなく、測定結果（検出核種と濃度）に重点をおいて確認を行っていた。

e. 作業ステップ (⑤⑥⑦)

- ・本店保安班の報告書作成者、確認者、チェック者の作業分担は、作業放射線管理Gから送られてくる帳票をもとに、核種や濃度の評価を行ったうえで正しい報告書を作成することである。
- ・しかし、“バイアル瓶の校正は水で行われていて、測定する試料はガスであるので、帳票に記載されている自己吸収補正係数が1のはずがない”という業務知識があり、かつ、それを帳票でチェックしていれば、各ステップの作業者が気づくことは可能であった。

(2) 11月17日に訂正した誤りについて

9月21日の訂正の際、Ge検出器 (No.5) の基礎データのみを修正し、(No.6) の基礎データの修正を実施しなかった原因は以下の通り。

- a. 1F 保安班校正者は、9月のGe検出器 (No.5) の設定誤りが見つかった際に早急な再解析（基礎データの修正）を求められ、Ge検出器 (No.6) の自己吸収補正係数も変更する必要があるかもしれないとの認識はしていたものの後回しになり、その後失念した。
- b. 1F 保安班長は、9月の事象時に、当然Ge検出器 (No.6) の修正も行っているものと思って、明確な指示を出さなかった。
- c. 作業放射線管理Gは、9月の事象以降は1F保安班が自己吸収補正係数の確認を確実にしているものと思っていた。
- d. 本店保安班は、9月の事象以降は作業放射線管理Gが自己吸収補正係数についても確認を確実に実施した帳票を送ってくるものと思っていた。
- e. 本店保安班および作業放射線管理Gは、実際にはGe検出器 (No.6) の基礎データの修正を行っていなかったにも関わらず、修正が完了しているものと思いこんだ。
- f. この結果、関係者は9月21日の時点で、No.6についても既に内部定数設定の校正が実施されていると思いこみ、その後も同様の間違いを繰り返してしまった。

それぞれの原因に対する対策は以下の通り。

<対策>

(1) 9月21日に訂正した誤りについて

a. 計測器校正時(1F保安班)(①)

- ・ソフトの変更を行い、内部定数を設定する際に用いる内部定数設定画面に、不必要なパラメータを表示しないようにした。(平成24年3月14日、資料5)(1F保安班)
- ・測定器校正者は、校正実施後作成する校正結果報告書に、校正対象外の内部定数の設定状態を確認するよう、校正結果報告書のフォーマットを変更した。(平成24年1月11日)(1F保安班)

b. 測定時(②)

- ・測定器校正者は、内部定数の設定状態を測定器に掲示し、測定者は、それを測定する前に確認することにより、機器が正常な状態に設定されていることを確認するプロセスを記載した手引きを整備した。(平成24年1月11日)(1F保安班)
- ・手引きについて、作業放射線管理GM以下全員に研修を実施した。(平成24年1月11日～13日)

c. 帳票審査時(④)

- ・帳票審査者が行うべき審査項目(帳票上での定数設定値の確認を含む)を整理した上で、手引きを整備した。(平成24年1月11日)(1F保安班)

d. 作業ステップ③⑤⑥⑦

- ・測定者に対して、帳票にて自己吸収補正が行われていることの確認行為を継続的に行うよう、平成23年11月22日に口頭指示を行った。(②③)
- ・本店保安班が行うべき確認項目(帳票上での定数設定値の確認を含む)を整理し、本店の業務手引きに反映した(平成23年12月19日)。(⑤⑥⑦)

(2) 11月17日に訂正した誤りについて

是正・予防措置が必要な不適合が発生した場合、福島第一安定化センター品質保証計画書運用マニュアル(FS-57)(2011.12.17制定)に基づき、所管GMが不適合処理を確実にを行うことにより、類似事象の発生を防止する。

## 5. 他の試料確認について

平成23年8月24日～29日に行った校正で、目的外の内部定数を変更してしまったものは、バイアル瓶\*7の基礎データであることを現場で確認した。

また、バイアル瓶で測定を行った全試料について、基礎データが誤っていないかチェックを行った結果、全て正しいことを確認した。

\*7 Ge 検出器では様々な試料形状(サイズや形の異なるマリネリピーカーやフィルタ、バイアル瓶)を扱うが、バイアル瓶以外の基礎データは間違っていないことについて、Ge 検出器を解析するPCの画面で確認した。

以上

## バイアル瓶によるPCVガスのGe測定結果の公表および訂正履歴

検出器 No.が赤字のデータ：公表後に訂正したもの

No.	測定実施日	試料名	検出器No	備考
①	H23.7.29	1号機PCV内ガス	6	
②	H23.8.9	2号機PCV内ガス1	5	
		2号機PCV内ガス2	5	
		2号機PCV内ガス3	5	
H23.8.24～29に2台のGe(No.5、No.6)で新たな形状の試料(20マリネリビーカー)の校正を実施				
③	H23.9.14	1号機PCV内ガス1	5	公表後訂正(9/21訂正)
		1号機PCV内ガス2	5	〃
		1号機PCV内ガス3	5	〃
④	H23.10.28	2号機PCVガス処理装置入口1	5	
		2号機PCVガス処理装置入口2	6	公表後訂正(11/17訂正)
⑤	H23.11.2	2号機PCVガス処理装置入口1	5	
		2号機PCVガス処理装置入口2	5	
		2号機PCVガス処理装置出口	6	公表後訂正(11/17訂正)
⑥	H23.11.9	2号機PCVガス処理装置入口	5	
		2号機PCVガス処理装置出口	5	

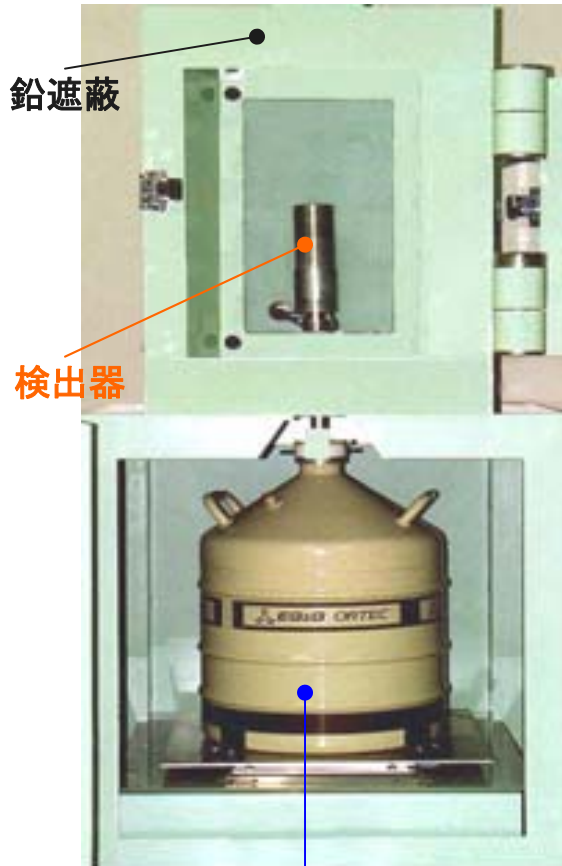
No.	測定実施日	試料名	検出器No	備考
⑦	H23.11.14	2号機 PCV ガス処理装置入口	6	公表後訂正(11/17 訂正)
		2号機 PCV ガス処理装置出口	6	
⑧	H23.11.16	2号機 PCV ガス処理装置入口	6	(11/17 の公表前に気づき、訂正なし)
		2号機 PCV ガス処理装置出口	6	”
⑨	H23.11.22	2号機 PCV ガス処理装置入口	6	
		2号機 PCV ガス処理装置出口	6	

# 今回のデータ誤りについて

## Ge半導体検出器の自己吸収補正係数使用に対する設定誤り

### ゲルマニウム(Ge)半導体検出器外観

(検出器に乗せる、容器の形状毎に校正が必要)



鉛遮蔽

検出器

液体窒素

### ガスバイアル瓶(14.1ml)



水でガスバイアル瓶の校正を実施しているため、ガスバイアル瓶を用いて空気を分析する場合、自己吸収補正(水で校正→ガスを分析)が必要。(材質番号「3」と登録する必要有り)

水でガスバイアル瓶の校正を実施していたが、ガスでバイアル瓶を校正したとして扱う設定となっていたため、自己吸収補正が行われなかった。  
(材質番号「1」と登録してしまった)



## ガスバイアル瓶の材質番号が「1」となっていた理由(推定)

別の案件\*で新たな形状の試料(2ℓマリネリビーカー)を校正した際(平成23年8月24日~29日)、誤って、バイアル瓶の材質番号を「3」から「1」に変更してしまった可能性が高い。

\* 海水分析の検出限界値を下げるため、2ℓマリネリビーカーの校正を行った。

### マリネリビーカー(2ℓ)



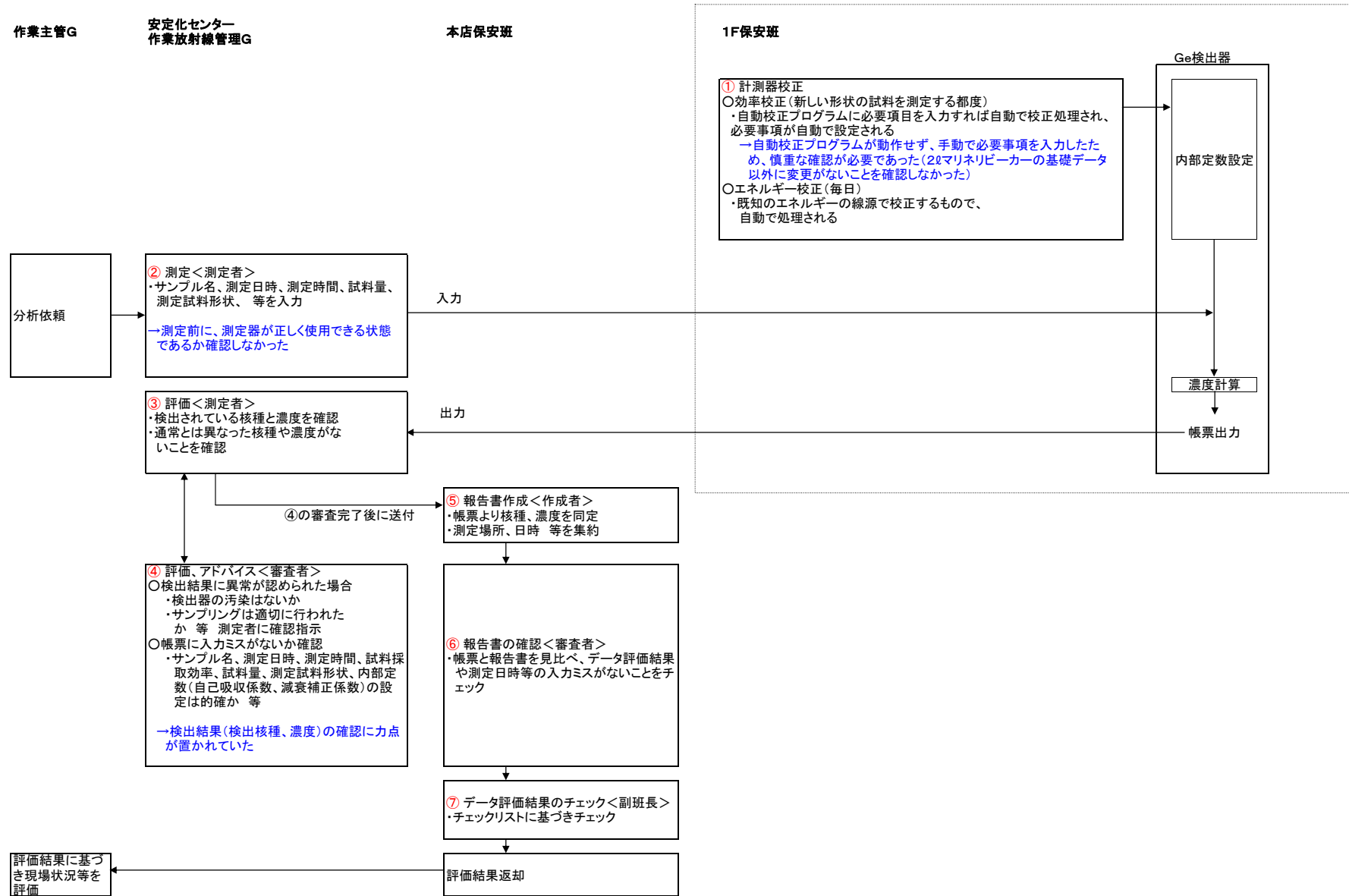
**Ge分析に関わる業務フロー**

作業主管G

安定化センター  
作業放射線管理G

本店保安班

1F保安班





## Ge検出器効率校正手順比較(Ge検出器No.5、No.6共通)

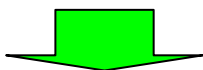
手順書	実績
<p>1. 線源の測定</p> <div data-bbox="174 341 772 697"> </div>	<p>同左</p>
<p>2. 試料形状に2Lマリネリ追加設定</p> <p>2-1. 2Lマリネリの形状追加 2-2. 材質番号、密度、高さを入力</p> <div data-bbox="149 964 850 1216"> </div> <div data-bbox="163 1305 829 1439"> <p>手順に従い、試料形状名「マリネリ容器(2L)」とし、材質番号(3)、密度(1)、高さ(1)と入力して「追加」ボタンを押下。</p> </div>	<p>2-1. 内部定数変更画面操作したところ 2Lマリネリの形状追加が出来ない事象が発生</p> <p>2-2. メーカー担当者に電話し、修正プログラムを入手</p> <p>2-3. 修正プログラムを適用</p> <p>2-4. Ge-5、Ge-6共に、内部定数変更画面を操作したところ、2Lマリネリの形状追加は出来たが、材質等が保存されていないの確認</p> <p>2-5. メーカー担当者に電話し、元ファイルを開き材質等を直接手入力</p> <div data-bbox="987 1231 1921 2062"> </div>
<p>3. 分析区分毎(汎用2など)にマリネリを表示するよう設定</p>	<p>同左</p>
<p>4. 測定位置にマリネリ台追加設定</p>	<p>同左</p>
<p>5. 効率校正</p>	<p>同左</p>

# Ge検出器効率校正時の設定画面変更(入力画面の改善)

資料5

改善前

表示と修正・追加を同じ画面で実施



設定済みの値を書き替える事象発生

内部定数変更 - 測定試料形状変更 -

ID	測定試料形状名	材質番号	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	高さ (mm)
削除	-1	その他	0	0.00
削除	1	U-8容器	0	0.00
削除	2	マリネリ(2L)		
削除	3	ろ紙(採取径17mmφ)	0	0.00
削除	4	ろ紙(採取径35mmφ)	0	0.00
削除	5	ろ紙(採取径45mmφ)	0	0.00
削除	6	ろ紙(採取径50mmφ)	0	0.00
削除	7	ろ紙(採取径90mmφ)	0	0.00
削除	8	マリネリ(500cm <sup>3</sup> )	0	0.00
削除	9	チャコール(60mmφ)	0	0.00
削除	10	ガスバイアル	3	30
削除	11	銀ゼオ(250ポリ瓶64cm <sup>3</sup> )	0	0.00
削除	12	コイン状線源	0	0.00
削除	13	-	0	0.00
削除	14	テストキャニスター(フィルタ)	0	0.00
削除	15	テストキャニスター(トラップ)	0	0.00
削除	20	バックグラウンド	0	0.00
削除	21	遮蔽内バックグラウンド	0	0.00
削除	30	フィルタ(採取径40mmφ)	0	0.00
削除	31	チャコール(56mmφ)	0	0.00

新規に追加する場合はここを押してください

ここを押すと登録します

マリネリ(2L)を追加する際に

間違えて書き換え

改善後 (平成24年3月14日適用)

これまでの画面は表示のみとし、修正・追加のための編集画面を設けた。  
これにより、修正・追加は1形状ずつ編集画面で行うこととなり、間違っって他の形状の設定を書き替えることはなくなった。

内部定数変更 - 測定試料形状変更 -

ID	測定試料形状名	材質番号	密度 (g/cm <sup>3</sup> )	高さ (mm)
削除	-1	その他	0	0
削除	1	U-8容器	0	0
削除	2	マリネリ(2000cm <sup>3</sup> )	3	0.01
削除	3	フィルタ(採取径17mmφ)	0	0
削除	4	フィルタ(採取径35mmφ)	0	0
削除	5	フィルタ(採取径45mmφ)	0	0
削除	6	フィルタ(採取径50mmφ)	0	0

編集

ID: 10 試料形状名: ガスバイアル

自己吸収補正: ON

材質番号: 3 密度 (g/cm<sup>3</sup>): 1 高さ (mm): 30

決定

※パラメータが灰色のものは自己吸収補正なし。  
※実際の分析では使用する効率校正ファイルの設定により自己吸収補正の有無を判断します。

新規に追加する場合はここを押してください

ここを押すと登録します

福島第一原子力発電所2号機の格納容器からの  
Xe135の検出について  
(訂正)

平成24年4月2日

東京電力株式会社

11月1日、2号機に新たに設置した格納容器ガス管理システムを用いてサンプリング測定した結果、核分裂で生成されるXe135が検出された。Xe135は半減期が約9時間と短いので、これらは3月11日以前ではなく最近の核分裂によって生成されたものである。原子炉が未臨界でも、ごくわずかな量の核分裂は常時起こっており、測定が高感度になった結果、微量のXe135が検出されたものである。一部に、2号機の燃料が継続して核分裂反応が起こる「臨界」状態になったのではないかとの懸念が生じたが、以下の理由から、2号機の燃料は臨界状態ではないと判断している。

#### ① 検出されたXe135のレベルが低いこと

通常の原子炉内には中性子がなくても核分裂を起こす物質が生成されており、これらの物質は未臨界の状態であっても、また原子炉が十分に冷却された状態であっても、わずかではあるが一定レベルで核分裂しており（自発核分裂）、Xe135等の核種が生成している。

炉内の自発核分裂を起こす物質の量から、自発核分裂により生成されるXe135の量を計算したところ、実測されたXe135の濃度とおおむね一致する。（資料1）

また、今回実測されたXe135の値は、臨界状態で通常発生するXe135の値と比較して非常に小さい。（資料2）

従って、今回検出されたXe135は「自発核分裂」によって発生したと考えられる。

（なお、半減期が約5日のXe133も検出されているが、Xe135の方が半減期が短かく、直近の核分裂で生じたことが明らかなXe135で評価に用いた。）

#### ② ホウ酸の注入後もXe135が検出されたこと

仮に臨界状態になっていた場合、念のために注入したホウ酸により、核分裂の連鎖反応は停止し、注入後にはXe135は検出されないと考えられる。しかし、注入後（11月2日）に実施したサンプリングでも、11月1日に実施した時と同レベルのXe135が検出されている。（資料3）

このことから、核分裂物質の周囲のホウ酸の有無に影響されることなく一定のレベルで発生する「自発核分裂」によって生成されたXe135が検出されたと考えられる。

#### ③ 原子炉のパラメーターに有意な変動がないこと

原子炉や格納容器の状態を把握するために、様々な部位の温度や圧力を継続して測定している。臨界状態が発生していれば、それによって発生する熱エネルギーなどによって、温度上昇などの変化が観測されるはずであるが、11月1日前後で、これらのパラメーターに有意な変動は認められておらず、原子炉圧力容器底部温度は、炉内への注水量の増加に従って低下してきている。（資料4）

なお、上述した自発核分裂による生じる放射線の影響は無視できるレベルである。（資料5）

以上

## 自発核分裂で生じるXe 135の放射能濃度と実測濃度の比較

## 1. 自発核分裂量から推定される格納容器内のXe 135の放射能濃度

通常原子炉が未臨界（停止）状態であっても、炉内には中性子の連鎖反応ではなく自発的に核分裂する核種が存在している。代表的な核種は Cm242、Cm244 であり、現時点の2号機の燃料中ではこの2つの核種がそれぞれ

Cm242 が毎秒  $8.3 \times 10^8$  回

Cm244 が毎秒  $7.4 \times 10^8$  回

の核分裂をしている。（添付資料1-1）

なお、ここではCmの核分裂で発生した中性子がU 235などに吸収されて核分裂を引き起こす寄与分は考慮しないが、検出されたXe 135が未臨界状態での核分裂で生じたものであることを示す上では保守的な評価となる。

また、Xe 135はXe 134の (n,  $\gamma$ ) 反応でも生成されるが、その寄与は小さいと予想されるので、ここでの評価には加えない。（添付資料1-2）

Cm242 からXe 135が生じる収率は2.66%で、生成速度は毎秒  $2.2 \times 10^7$  個  
Cm244 からXe 135が生じる収率は1.22%で、生成速度は毎秒  $9.0 \times 10^6$  個  
であり、合計 毎秒約  $3.1 \times 10^7$  個となる。

（出典：Fission product yields, <http://www-nds.iaea.org/wimsd/fpyield.htm#T5>）

現状の格納容器の気相体積は約3000m<sup>3</sup>（添付資料2）であり、N<sub>2</sub>の注入量は 14m<sup>3</sup>/hr であることから、全体の換気には約214時間掛かる。

自発核分裂の発生量は一定である一方、格納容器へのN<sub>2</sub>の注入量も9月から10月の間は約14m<sup>3</sup>/hr程度で大きな変動はないことから、格納容器内のXe 135の量は次の式で示す崩壊平衡状態になっていると考えられる。

$$\text{毎秒のXe 135生成量} = \lambda \cdot N + 14 \cdot N / (3000 \times 3600)$$

$\lambda$  : Xe 135の崩壊定数 ( $2.12 \times 10^{-5}$ )

N : 格納容器内のXe 135の原子数

$$\begin{aligned} 3.1 \times 10^7 &= 2.12 \times 10^{-5} \times N + 1.3 \times 10^{-6} \times N \\ N &= 1.4 \times 10^{12} \text{ 個} \end{aligned}$$

格納容器内のXe 135の1 c c当たりの放射能濃度は

$$\begin{aligned} & \lambda N / (3000 \times 1 E 6) \\ = & 2.12 E - 5 \times 1.4 E 12 / (3000 \times 1 E 6) \\ = & \underline{9.9 E - 3 \text{ Bq} / \text{c c}} \end{aligned}$$

## 2. 実測値から得られる格納容器内のXe 135放射能濃度

ガス管理システムに設置されたチャコールフィルターから測定されたXe 135の放射能濃度は  $1.7 E - 5 \text{ Bq} / \text{c c}$  である。

チャコールフィルターの捕集効率をKr-85のチャコールフィルターでの測定値 ( $5.3 E - 1 \text{ Bq} / \text{c c}$ ) とバイアル瓶での測定値 ( $9.5 E 2 \text{ Bq} / \text{c c}$ ) の比から求めると1800倍となる。

よって、測定から求められる格納容器内のXe 135の放射能濃度は

$$\begin{aligned} & 1.7 E - 5 \times 9.5 E 2 / 5.3 E - 1 \\ = & \underline{3.1 E - 2 \text{ Bq} / \text{c c}} \end{aligned}$$

## 3. 結論

格納容器ガス管理システムで測定された結果から求めた格納容器内のXe 135の放射能濃度は、Cmの自発核分裂から生じると推定されるXe 135の放射能濃度とほぼ同オーダーである。

このことから、今回検出されたXe 135はCmの自発核分裂から生じたものと考えられる。

以上

出力1 kWの臨界状態で発生するXe 135の量

BWRの起動時に、最初に臨界に達する際の出カレベルは数kWであるが(図1)、ここでは出力1 kWの臨界状態で生成されるXe 135の量を試算する。

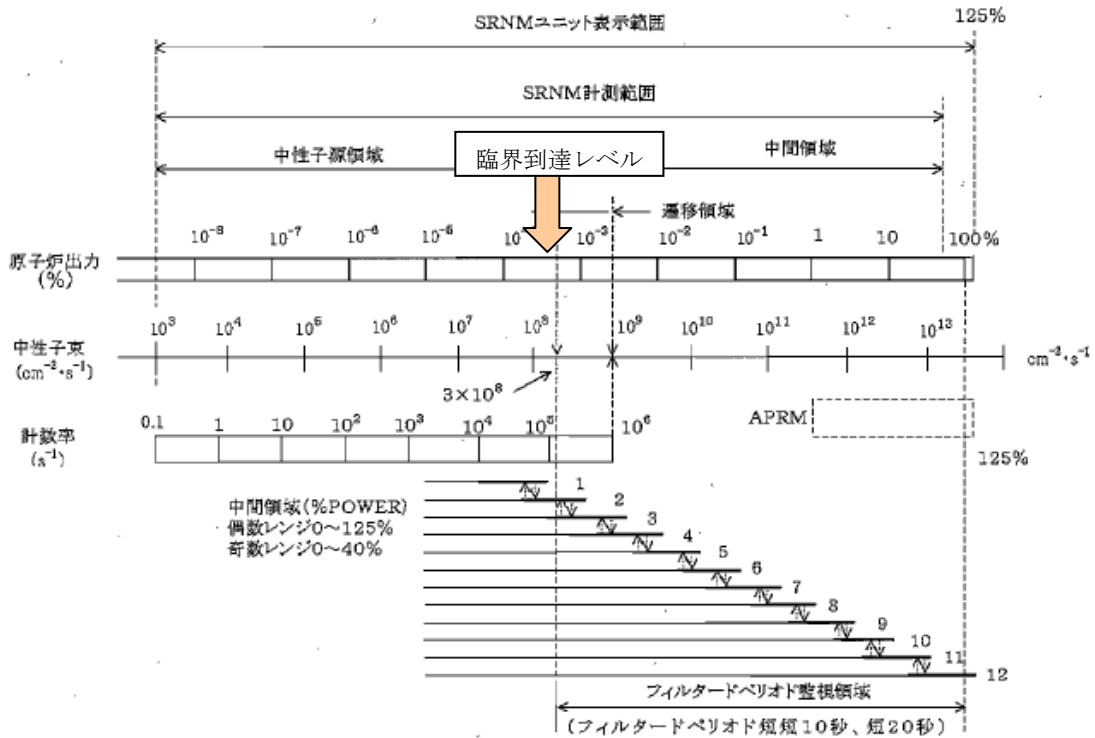


図1 起動領域モニタ計装範囲

1回の核分裂で約200MeVのエネルギーが発生することから、出力1 kWは毎秒3.1E13の核分裂に相当する。

Xe 135の核分裂収率(6.5%)から、Xe 135の生成速度は毎秒2E12個になる。

次に、毎秒2E12個でXe 135が発生している場合の格納容器のXe 135の放射能濃度を求める。

核分裂の発生量が一定の状態、格納容器へのN2の注入量は9月から10月の間は約14 m3/hr程度で大きな変動はないことから、格納容器内のXe 135の量は次の式で示す崩壊平衡状態になる。

$$\text{毎秒のXe 135生成量} = \lambda \cdot N + 14 \cdot N / (3000 \times 3600)$$

λ : Xe 135の崩壊定数 (2.12E-5)  
N : 格納容器内のXe 135の原子数

$$\begin{aligned}
 2E12 &= 2.12E-5 \times N + 1.3E-6 \times N \\
 N &= 8.9E16 \text{ 個}
 \end{aligned}$$

格納容器内のXe135の1cc当たりの放射能濃度は

$$\begin{aligned}
 &\lambda N / (3000 \times 1E6) \\
 &= 2.12E-5 \times 8.9E16 / (3000 \times 1E6) \\
 &= \underline{630 \text{ Bq/cc}}
 \end{aligned}$$

チャコールフィルターの捕集効率をKr-85のチャコールフィルターでの測定値(5.3E-1 Bq/cc)とバイアル瓶での測定値(9.5E2 Bq/cc)の比から求めて、チャコールフィルターでの値に換算すると

$$\begin{aligned}
 &630 \times 5.3E-1 / 9.5E2 \\
 &= \underline{0.4 \text{ Bq/cc}}
 \end{aligned}$$

万一、2号機の燃料が臨界状態となっている場合には現状のレベルより4桁程度大きなXe135濃度が観測されることとなるので、現状は臨界状態ではないと考えられる。

以上



## 2号機 PCV ガス管理システムでのガスサンプリング評価結果

## (1) ダストサンプリング装置内ヨウ素ホルダ分析結果

試料採取日	11/1		11/2
測定日	11/1	11/2	11/2
核種(半減期)	採取ガス中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		
Cs-134(約 2 年)	4.6×10 <sup>-6</sup>	N.D. (<3.8×10 <sup>-6</sup> )	7.9×10 <sup>-6</sup>
Cs-137(約 30 年)	6.6×10 <sup>-6</sup>	5.3×10 <sup>-6</sup>	N.D. (<4.0×10 <sup>-6</sup> )
Kr-85(約 11 年)	4.4×10 <sup>-1</sup> ※	3.6×10 <sup>-3</sup> ※	5.3×10 <sup>-1</sup> ※
Xe-131m(約 12 日)	6.9×10 <sup>-4</sup> ※	5.3×10 <sup>-4</sup> ※	6.1×10 <sup>-4</sup> ※
Xe-133(約 5 日)	1.4×10 <sup>-5</sup> ※ (>1.3×10 <sup>-5</sup> )	6.5×10 <sup>-6</sup> ※ (>3.4×10 <sup>-6</sup> )	N.D.※ (<1.5×10 <sup>-5</sup> )
Xe-135(約 9 時間)	1.2×10 <sup>-5</sup> ※ (>4.1×10 <sup>-6</sup> )	1.3×10 <sup>-5</sup> ※ (>5.4×10 <sup>-6</sup> )	1.7×10 <sup>-5</sup> ※ (>4.3×10 <sup>-6</sup> )
I-131 (約 8 日)	N.D.( <4.2×10 <sup>-6</sup> )	N.D. (<1.8×10 <sup>-6</sup> )	N.D. (<4.4×10 <sup>-6</sup> )

※チャコールフィルタへの希ガスの捕捉率をヨウ素と同じ 90%と仮定した値。

## (2) PCV ガス管理システムフィルタ出入口ガス分析結果

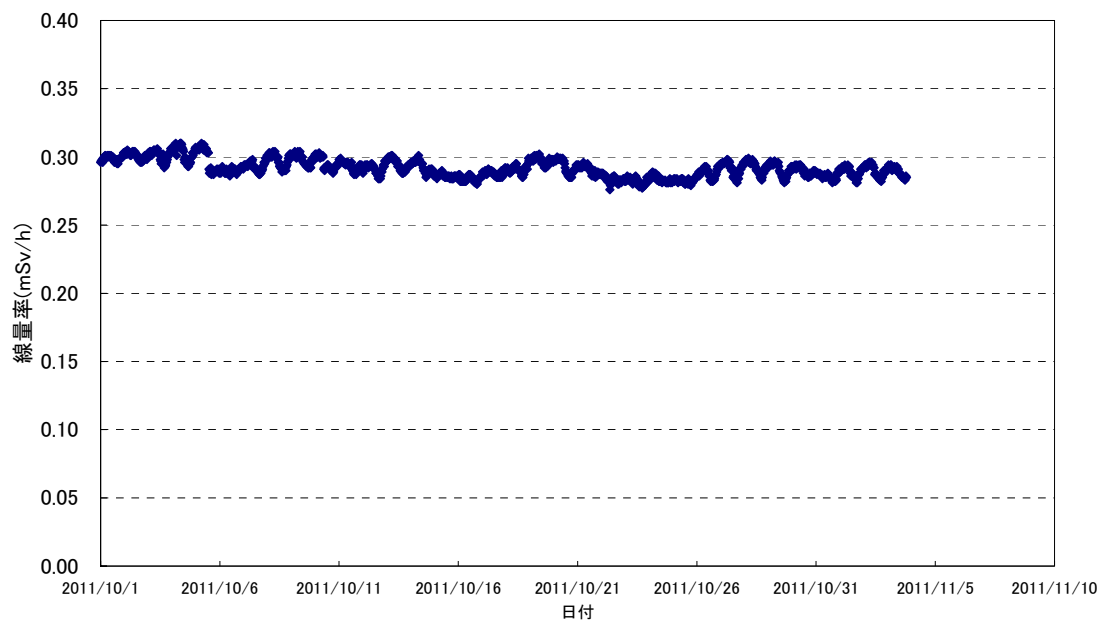
試料採取場所	フィルタ入口	フィルタ入口	フィルタ出口
試料採取日 (測定日)	10/28	11/2	11/2
核種(半減期)	採取ガス中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		
Cs-134(約 2 年)	1.1	8.4×10 <sup>-1</sup>	1.7*
Cs-137(約 30 年)	1.7	9.6×10 <sup>-1</sup>	2.0*
Kr-85(約 11 年)	N.D.	N.D.	9.5E2
Xe-131m(約 12 日)	N.D.	N.D.	N.D.
Xe-133(約 5 日)	N.D.	N.D.	N.D.
Xe-135(約 9 時間)	N.D.( <1.6×10 <sup>-1</sup> )	N.D.	N.D.
I-131 (約 8 日)	N.D.( <2.1×10 <sup>-1</sup> )	N.D.	N.D.

\*フィルタ出口の方が入口側よりも高い数値を示していることから、参考値扱い。

注：フィルタ入口で採取したガス中にはヨウ素が含まれている可能性はあるが、ヨウ素が減衰していること、一方その他の核種は減衰していないことから、バックグラウンドが高く検出限界以下となっていると考えられる。また、出口ではヨウ素はチャコールフィルタにより吸着されていることから、検出限界以下となると考えられる。

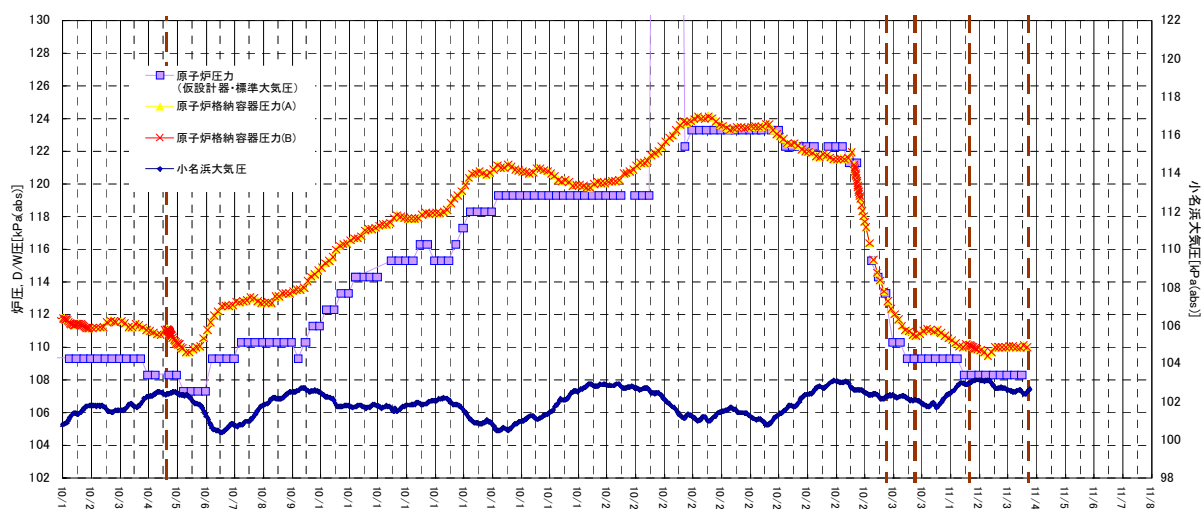
2号機のプラントパラメーター推移

可搬型MP(事務本館南側)線量率の推移



2u

原子炉圧力、D/W圧力(GS切替監視用)

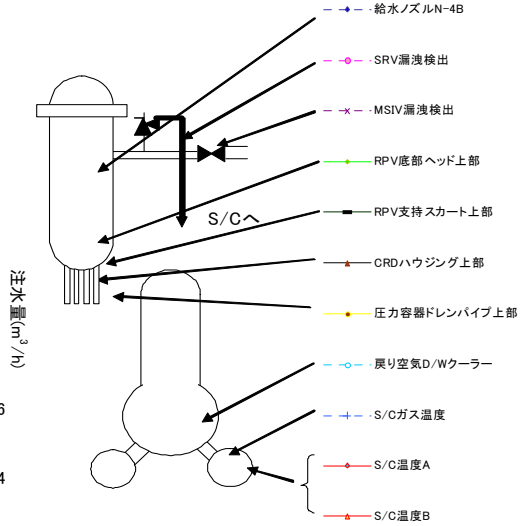
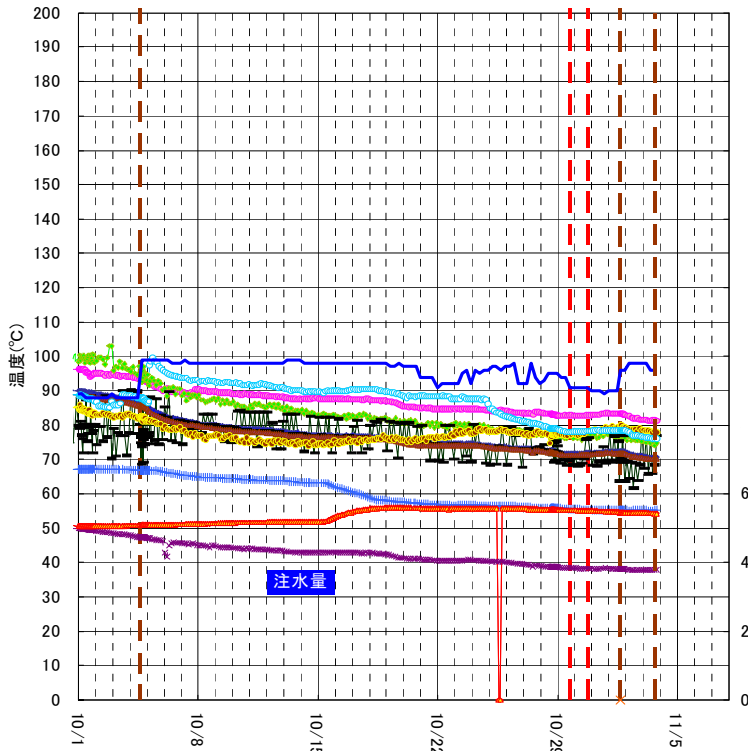


2u

温度(至近)

1F-2 RPV周辺代表点温度

11/3 19:00 現在



◆RPV上蓋フランジ(135°)の著しい低下の理由は、計装系不具合(9/20確認)

## 2号機 原子炉格納容器ガス管理システムから放出された 希ガスによる被ばく評価結果について

2号機原子炉格納容器ガス管理システムの出口の測定結果から、希ガスの放出による被ばく評価を行った。評価は事故時安全評価に使用した相対濃度を用いて、この濃度で1年間放出が続くと仮定して算出したものである。

なお、計算に用いる PCV ガス管理システム出口の放射能濃度については、チャコールフィルタにて採取した測定結果とガスにて測定した結果から捕集倍率を求め、それぞれの核種に乗ずることにより、放射能濃度評価値とした。

その結果、年間被ばく線量は敷地境界の最大で約0.0001ミリシーベルト／年であり、法令の線量限度1ミリシーベルト／年に比べても十分低いと評価される。

なお、年間の1～3号機格納容器からのセシウムによる年間被ばく線量評価値(10/17道筋会見時 約0.2ミリシーベルト／年)に比べても十分低いと評価される。

(計算結果)

検出核種	測定データ CHフィルタ (11/2)	捕集倍率	放射能濃度 評価値	換気流量	γ線実効エ ネルギー	相対線量 (0.5MeV換 算)D/Q	敷地外にお ける実効線 量(最大値)	
	濃度(Bq/cm <sup>3</sup> )					m <sup>3</sup> /h	MeV	Gy/Bq (=Sv/Bq)
Kr-85	5.3E-01	1.8E+03	9.5E+02	14	0.0022	2.4E-19	1.2E-01	
Xe-131m	6.1E-04	1.8E+03	1.1E-00	14	0.02	2.4E-19	1.3E-03	
Xe-133	-	1.8E+03	-	14	0.045	2.4E-19	-	
Xe-135	1.7E-05	1.8E+03	3.1E-02	14	0.25	2.4E-19	4.6E-04	
合計							0.12	μSv/年
(計算式)							0.00012	mSv/年

$$\text{実効線量}(\mu\text{Sv}/\text{年}) = \text{放射能濃度評価値} \times 10^6 \times \text{換気流量} \times \gamma\text{線実効エネルギー} / 0.5(\text{MeV}) \\ \times \text{相対線量} \times 10^6 \times 8760(\text{時間}/\text{年})$$

以上

表 1 自発核分裂による発生中性子数の ORIGEN 計算結果

(単位：中性子数/sec/初期ウラン重量 1t)

核種	U-238	Pu-238	Pu-240	Pu-242	Cm-242	Cm-244	Cm-246
冷却120日後	1.20E+04	1.21E+05	1.35E+06	2.25E+05	4.99E+07	2.42E+07	2.97E+04
冷却365日後	1.20E+04	1.25E+05	1.35E+06	2.25E+05	1.76E+07	2.36E+07	2.97E+04

解析条件：ORIGEN

ウラン燃料 STEP3B 型 初期 U-235 濃縮度 3.80wt%

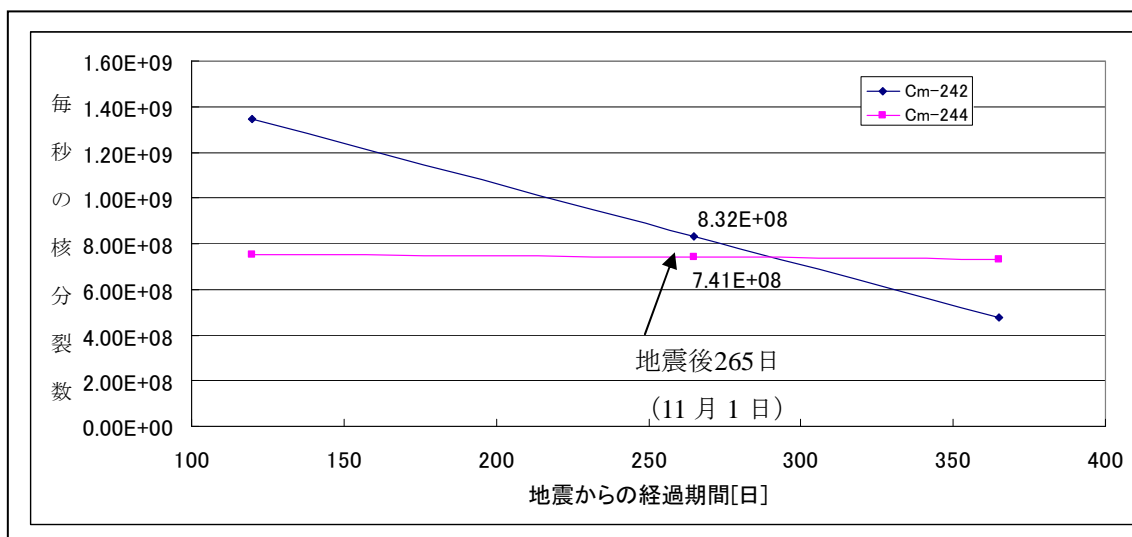
比出力 25.52 MW/t

定格熱出力 2381MWth

地震停止時の炉心平均燃焼度 23.2 GWd/t (推定) まで燃焼計算を行い、以降は崩壊計算を実施した。

表 2 1F-2 に残存している Cm-242 と Cm-244 の自発核分裂数

	Cm-242	Cm-244
冷却 120 日後 (核分裂数/sec)	1.348E+09	7.526E+08
冷却 365 日後 (核分裂数/sec)	4.765E+08	7.336E+08



Xe134 の(n,  $\gamma$ )反応による Xe135 の生成について

## 1. はじめに

Xe135 の生成は、自発核分裂によって生成されるものの他に、Xe134 の (n,  $\gamma$ ) 反応によっても生成されることが知られている。ここでは、Xe134 の(n,  $\gamma$ )反応による Xe135 の生成が有意に Xe 135 の濃度を上げることに寄与するかどうかを検討した。

## 2. 評価と検討

Xe134 の収率は 7.8%と比較的大きく、さらに Xe134 は安定核種であるため減衰がないので炉内に残存する量は希ガスの中ではかなり大きいと考えられる。

半減期が 10 年と長い Kr-85 は、現時点でも  $4.4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$  (原子数で  $10^8$  個/cm<sup>3</sup>) 程度が格納容器内から検出されているが、これと比較して Xe134 が安定核種であること、収率が大きいことを考慮すれば Kr-85 よりも 1桁程度は濃度が大きいと思われる。

一方、(n,  $\gamma$ )反応のための中性子の吸収に対しては、Xe-134 の吸収断面積 (capture) を図 1 に示すが、吸収断面積が大きいことで知られている Xe131 (図 2 参照) と比較すると数桁程度吸収断面積が小さく、特別に中性子吸収が顕著な核種ではない。

また、希ガスであることから、Xe134 は燃料から離脱して格納容器内に遊離しており、燃料から離れた気相部の中性子束密度は低いことから(n,  $\gamma$ )反応は活発には生じないと考えられる。

## 3. 結論

Xe134 は他の希ガス類に比べて原子数は多いと考えられるものの、中性子吸収断面積が小さいこと、中性子束密度が低いことから、(n,  $\gamma$ )反応による Xe135 の生成は少ないと考えられる。

以上

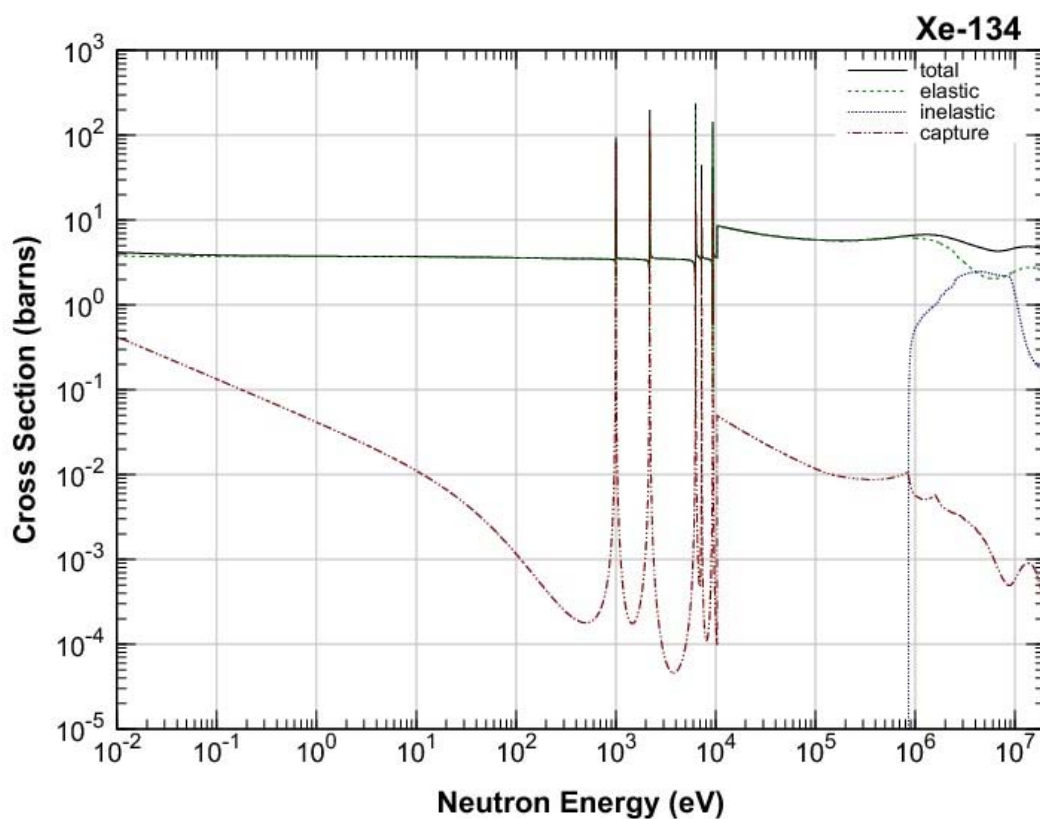


図1 Xe134の反応断面積 (JENDL4.0)

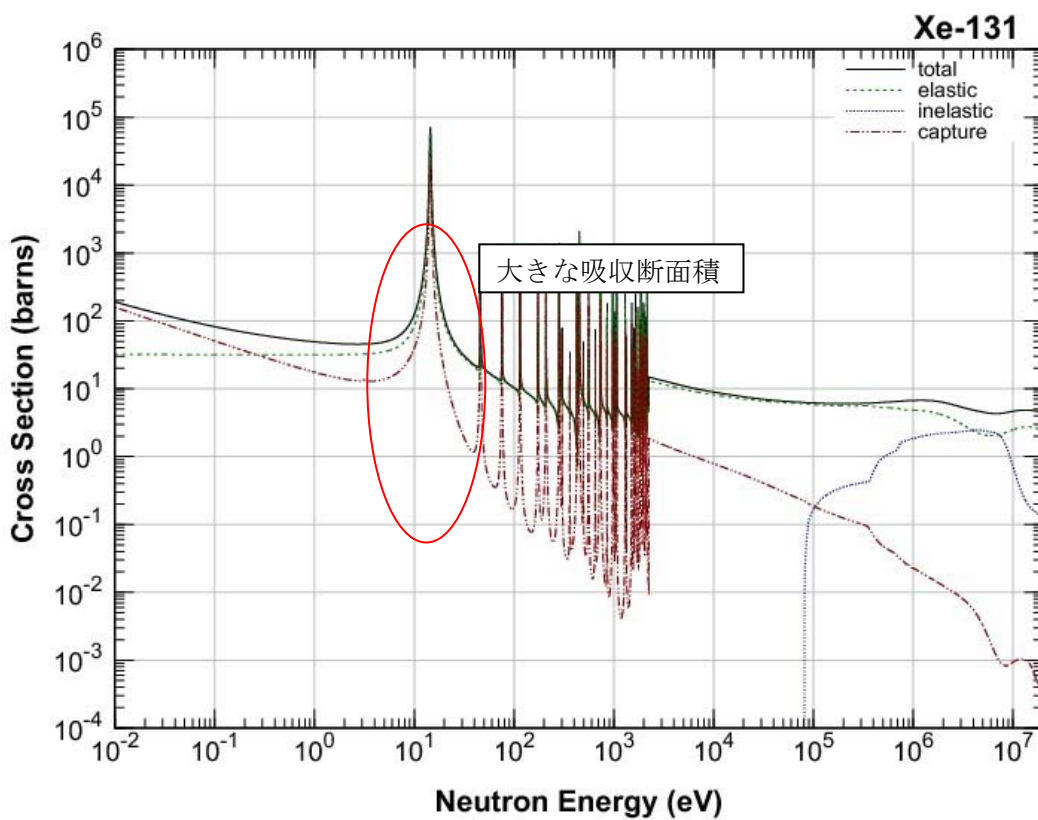


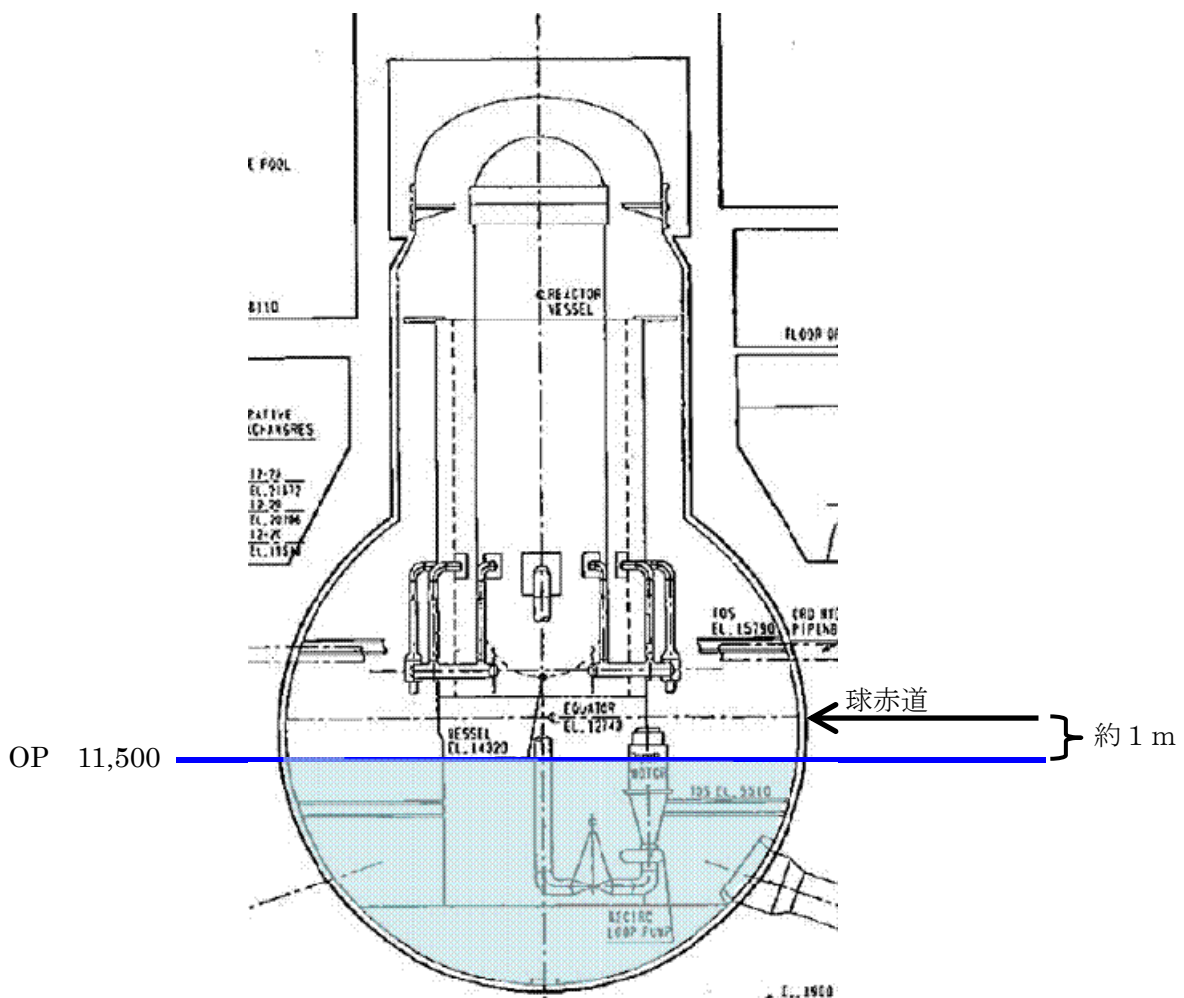
図2 Xe131の反応断面積 (JENDL4.0)

## 格納容器気相部の体積の評価

福島第一・2号機の原子炉格納容器（ドライウエル）内には一定水位があるものと想定されている。ドライウエル内の水位は直接的に測定されていないが、残留熱除去系の圧力とドライウエル圧力の差圧から推測される。原子炉格納容器内の水頭圧によると、op. 11,000～12,000 付近に水位があると推定される。ドライウエル内の水位が球部赤道より約 1 m 下（op. 11,500 付近）と仮定した場合の P C V 内空間容積は約 3,000m<sup>3</sup>である。

## &lt;ドライウエル寸法&gt;

球部直径	20 m
円筒部直径	10.9 m
全高	34.1 m





## 2号機格納容器ガス管理システム及び試料採取の概要

### 1. 排気ガス採取・分析方法について

2号機は10月28日より原子炉格納容器ガス管理システムの運転を開始している。当設備は図1に示すように、排気ファン、放熱器、電気ヒータ、フィルタユニット、モニタリング装置等で構成され、可燃性ガス濃度制御系（FCS）配管から原子炉格納容器内のガスを抽気し、フィルタユニットにより放射性物質を除去した後、一部のガスを大気へ放出している。

当設備を利用した排気ガスのサンプリング・核種分析として、フィルタユニット入口側または出口側の分岐配管にガス採取装置を接続しガスバイアル瓶にガスを吸引採取し分析する方法と、フィルタユニット出口側に設置されたモニタリング装置内の集塵フィルタにガスを通気し集塵採取したダストを分析する方法が可能である。

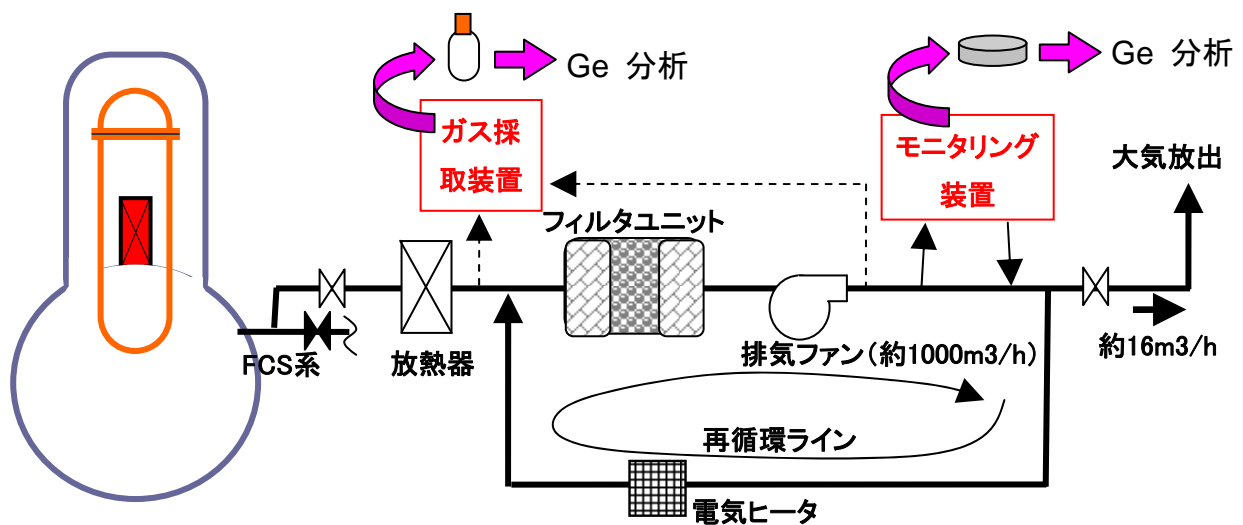


図1 2号機原子炉格納容器ガス管理システム概要図

ガス採取装置は吸引ポンプで格納容器ガス管理設備の分岐配管から排気ガスを循環させたのち、予め真空吸引したガスバイアル瓶にガスを採取する。

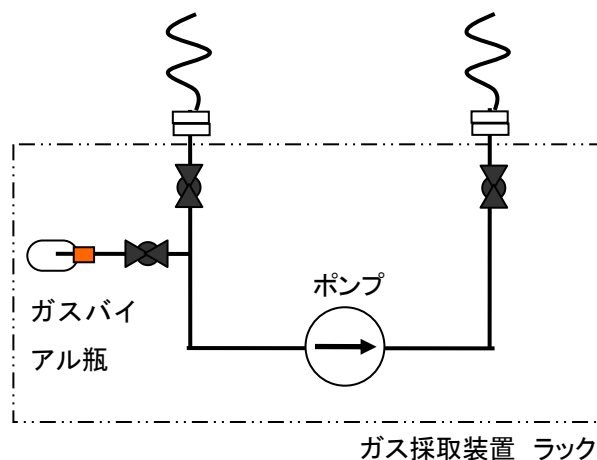


図2 ガス採取装置概要図

モニタリング装置ではフィルタユニット出口側から排気ガスを吸引し、ダスト放射線モニタと水素濃度計によりそれぞれダスト濃度、水素濃度を測定している。また、モニタリング装置内にはダストホルダ、ヨウ素ホルダが設置されており、ダストホルダでは金網の上に装着された粒子フィルタにより吸引ガス中の粒子状ダストを、ヨウ素ホルダではチャコールカートリッジによりヨウ素ガスを捕集、採取する。

採取したガス、ダストホルダ（集塵フィルタ）試料はそれぞれ福島第一5/6号機ホットラボ内 Ge 半導体検出器を用いてガンマ線分析を行った。なお、検出限界値は測定対象核種のガンマ線ピークによる計数値がバックグラウンドによる計数値から判別できるかで決まり、試料の条件や測定時間でその都度異なるが、今回の測定実績での検出限界は、ガスバイアル瓶試料の Cs-134 で  $10^{-1}\text{Bq}/\text{cm}^3$  程度、集塵フィルタ試料の Cs-134 で  $10^{-6}\text{Bq}/\text{cm}^3$  程度である。集塵フィルタの場合、放射性物質を集塵させたフィルタの放射能を測定するため、通気させたガスの積算流量中の放射能濃度として求めることができ、検出限界値はガスバイアル瓶より小さくなる。

以上

## 自発核分裂について

自発核分裂とは、外部から中性子などの衝撃や外部からのエネルギーを与えなくても、原子核が自然に核分裂を起こす現象をいう。天然に存在する核種ではウランの自発核分裂が観測されるがU-238の自発核分裂の半減期は  $8 \times 10^{15}$  年、 $\alpha$ 崩壊の半減期は  $4 \times 10^9$  年であり、自発核分裂の割合は非常に小さい。原子炉内では原子番号が93以上の超ウラン元素で自発核分裂の発生確率がより高く、ORIGENによる計算結果によると添付資料1-1で示したように、以下の核種の寄与が大きい。

表 1 自発核分裂による発生中性子数の ORIGEN 計算結果  
(単位：中性子数/sec/初期ウラン重量 1t)

核種	U-238	Pu-238	Pu-240	Pu-242	Cm-242	Cm-244	Cm-246
冷却120日後	1.20E+04	1.21E+05	1.35E+06	2.25E+05	4.99E+07	2.42E+07	2.97E+04
冷却365日後	1.20E+04	1.25E+05	1.35E+06	2.25E+05	1.76E+07	2.36E+07	2.97E+04

解析条件：ORIGEN

ウラン燃料 STEP3B型 初期U-235濃縮度 3.80wt% 比出力 25.52 MW/t

定格熱出力 2381MWth

地震停止時の炉心平均燃焼度 23.2 GWd/t (推定) まで燃焼計算を行い、以降は崩壊計算を実施した。

以上

## 11月2日のホウ酸水注入に関わる時系列

平成 23 年 11 月 1 日

- 環境影響評価のため、排気ガスのダスト核種分析（ダスト放射線モニタ内に設置されているダストホルダ、ヨウ素ホルダを Ge 半導体検出器で測定）を実施
- ヨウ素ホルダの分析結果中に、Xe133,135 の存在を示すデータが確認されたことから、ホウ酸水注入に関する検討を実施。

13:51 ヨウ素ホルダを用いた試料採取開始。  
 14:20 試料採取終了。  
 14:54 試料の放射能測定開始。  
 15:37 試料の放射能測定終了。  
 20:00 頃 ホウ酸水注入の可否について検討開始。  
 22:30 頃 保安院殿へホウ酸水注入について報告。

平成 23 年 11 月 2 日

- ホウ酸水の注入実施。
  - 11月1日採取したヨウ素ホルダの再測定、及び新たなヨウ素ホルダを使った再サンプリングの実施・測定
  - ガス管理システムのフィルタ入口、出口でのガス採取及び測定
- 0:19 ホウ酸水注入実施を、統合対策本部で発話。注入の準備開始。  
 2:48 ホウ酸水注入開始。  
 3:47 ホウ酸水注入終了。  
 10:14 試料（11月1日採取分）の再測定開始。  
 10:47 試料（11月1日採取分）の再測定終了。  
 11:59 ヨウ素ホルダ試料採取の開始。  
 12:29 ヨウ素ホルダ試料採取の終了。  
 13:07 ヨウ素ホルダ試料の測定開始。  
 13:40 ヨウ素ホルダ試料の測定終了。  
 15:25 フィルタ入口試料採取。  
 15:48 フィルタ出口試料採取。  
 16:12 フィルタ入口試料の測定開始。  
 16:15 フィルタ出口試料の測定開始。  
 16:45 フィルタ入口試料の測定終了。  
 16:48 フィルタ出口試料の測定終了。

# 「福島第一原子力発電所 2 号機の格納容器からの Xe 135 の検出について」の正誤表

## 別添 2

希ガスの放射能濃度に関しては平成 23 年 11 月 17 日に HP 公表、及び訂正資料配布済

訂正前 (2011 年 11 月 4 日提出版)	訂正後	備考
<p>【3 ページ】</p> <p>格納容器内の Xe 135 の 1 cc 当たりの放射能濃度は</p> $\lambda N / (3000 \times 1E6)$ $= 2.12E-5 \times 1.4E12 / (3000 \times 1E6)$ $= \underline{9.9E-3 \text{ Bq/cc}}$ <p>2. 実測値から得られる格納容器内の Xe 135 放射能濃度            ガス管理システムに設置されたチャコールフィルターから測定された Xe 135 の放射能濃度は 1.7E-5 Bq/cc である。            チャコールフィルターの捕集効率を Kr-85 のチャコールフィルターでの測定値 (5.3E-1 Bq/cc) とバイアル瓶での測定値 (8.3E2 Bq/cc) の比から求めると 1566 倍となる。            よって、測定から求められる格納容器内の Xe 135 の放射能濃度は</p> $1.7E-5 \times \underline{8.3E2} / 5.3E-1$ $= \underline{2.7E-2 \text{ Bq/cc}}$ <p>3. 結論            格納容器ガス管理システムで測定された結果から求めた格納容器内の Xe 135 の放射能濃度は、Cm の自発核分裂から生じると推定される Xe 135 の放射能濃度とほぼ同オーダーである。            このことから、今回検出された Xe 135 は Cm の自発核分裂から生じたものと考えられる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>格納容器内の Xe 135 の 1 cc 当たりの放射能濃度は</p> $\lambda N / (3000 \times 1E6)$ $= 2.12E-5 \times 1.4E12 / (3000 \times 1E6)$ $= \underline{9.9E-3 \text{ Bq/cc}}$ <p>2. 実測値から得られる格納容器内の Xe 135 放射能濃度            ガス管理システムに設置されたチャコールフィルターから測定された Xe 135 の放射能濃度は 1.7E-5 Bq/cc である。            チャコールフィルターの捕集効率を Kr-85 のチャコールフィルターでの測定値 (5.3E-1 Bq/cc) とバイアル瓶での測定値 (9.5E2 Bq/cc) の比から求めると 1800 倍となる。            よって、測定から求められる格納容器内の Xe 135 の放射能濃度は</p> $1.7E-5 \times \underline{9.5E2} / 5.3E-1$ $= \underline{3.1E-2 \text{ Bq/cc}}$ <p>3. 結論            格納容器ガス管理システムで測定された結果から求めた格納容器内の Xe 135 の放射能濃度は、Cm の自発核分裂から生じると推定される Xe 135 の放射能濃度とほぼ同オーダーである。            このことから、今回検出された Xe 135 は Cm の自発核分裂から生じたものと考えられる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>バイアル瓶の Ge 測定値の訂正、それを用い算出した捕集効率の訂正。</p> <p>バイアル瓶測定値の訂正、それを用い算出した Xe 135 の放射能濃度の訂正。</p>

訂正前 (2011年11月4日提出版)	訂正後	備考
<p>【5ページ】</p> $\begin{aligned} 2E12 &= 2.12E-5 \times N + 1.3E-6 \times N \\ N &= 8.9E16 \text{ 個} \end{aligned}$ <p>格納容器内のXe135の1cc当たりの放射能濃度は</p> $\begin{aligned} &\lambda N / (3000 \times 1E6) \\ &= 2.12E-5 \times 8.9E16 / (3000 \times 1E6) \\ &= \mathbf{630 \text{ Bq/cc}} \end{aligned}$ <p>チャコールフィルターの捕集効率をKr-85のチャコールフィルターでの測定値 (5.3E-1 Bq/cc) とバイアル瓶での測定値 (8.3E2 Bq/cc) の比から求めて、チャコールフィルターでの値に換算すると</p> $630 \times 5.3E-1 / \mathbf{8.3E2} = \mathbf{0.4Bq/cc}$ <p>万一、2号機の燃料が臨界状態となっている場合には現状のレベルより4桁程度大きなXe135濃度が観測されることとなるので、現状は臨界状態ではないと考えられる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	$\begin{aligned} 2E12 &= 2.12E-5 \times N + 1.3E-6 \times N \\ N &= 8.9E16 \text{ 個} \end{aligned}$ <p>格納容器内のXe135の1cc当たりの放射能濃度は</p> $\begin{aligned} &\lambda N / (3000 \times 1E6) \\ &= 2.12E-5 \times 8.9E16 / (3000 \times 1E6) \\ &= \mathbf{630 \text{ Bq/cc}} \end{aligned}$ <p>チャコールフィルターの捕集効率をKr-85のチャコールフィルターでの測定値 (5.3E-1 Bq/cc) とバイアル瓶での測定値 (9.5E2 Bq/cc) の比から求めて、チャコールフィルターでの値に換算すると</p> $630 \times 5.3E-1 / \mathbf{9.5E2} = \mathbf{0.4Bq/cc}$ <p>万一、2号機の燃料が臨界状態となっている場合には現状のレベルより4桁程度大きなXe135濃度が観測されることとなるので、現状は臨界状態ではないと考えられる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>バイアル瓶のGe測定値であるため訂正</p> <p>バイアル瓶測定値の訂正</p>

訂正前 (2011年11月4日提出版)

訂正後

備考

【6ページ】

資料3

資料3

2号機 PCV ガス管理システムでのガスサンプリング評価結果

2号機 PCV ガス管理システムでのガスサンプリング評価結果

(1) ダストサンプリング装置内ヨウ素ホルダ分析結果

(1) ダストサンプリング装置内ヨウ素ホルダ分析結果

試料採取日	11/1		11/2
測定日	11/1	11/2	11/2
核種(半減期)	採取ガス中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		
Cs-134(約2年)	4.6×10 <sup>-6</sup>	N.D. (<3.8×10 <sup>-6</sup> )	7.9×10 <sup>-6</sup>
Cs-137(約30年)	6.6×10 <sup>-6</sup>	5.3×10 <sup>-6</sup>	N.D. (<4.0×10 <sup>-6</sup> )
Kr-85(約11年)	4.4×10 <sup>-1</sup> ※	3.6×10 <sup>-3</sup> ※	5.3×10 <sup>-1</sup> ※
Xe-131m(約12日)	6.9×10 <sup>-4</sup> ※	5.3×10 <sup>-4</sup> ※	6.1×10 <sup>-4</sup> ※
Xe-133(約5日)	1.4×10 <sup>-5</sup> ※ (>1.3×10 <sup>-5</sup> )	6.5×10 <sup>-6</sup> ※ (>3.4×10 <sup>-6</sup> )	N.D.※ (<1.5×10 <sup>-5</sup> )
Xe-135(約9時間)	1.2×10 <sup>-5</sup> ※ (>4.1×10 <sup>-6</sup> )	1.3×10 <sup>-5</sup> ※ (>5.4×10 <sup>-6</sup> )	1.7×10 <sup>-5</sup> ※ (>4.3×10 <sup>-6</sup> )
I-131 (約8日)	N.D.(<4.2×10 <sup>-6</sup> )	N.D.(<1.8×10 <sup>-6</sup> )	N.D.(<4.4×10 <sup>-6</sup> )

試料採取日	11/1		11/2
測定日	11/1	11/2	11/2
核種(半減期)	採取ガス中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		
Cs-134(約2年)	4.6×10 <sup>-6</sup>	N.D. (<3.8×10 <sup>-6</sup> )	7.9×10 <sup>-6</sup>
Cs-137(約30年)	6.6×10 <sup>-6</sup>	5.3×10 <sup>-6</sup>	N.D. (<4.0×10 <sup>-6</sup> )
Kr-85(約11年)	4.4×10 <sup>-1</sup> ※	3.6×10 <sup>-3</sup> ※	5.3×10 <sup>-1</sup> ※
Xe-131m(約12日)	6.9×10 <sup>-4</sup> ※	5.3×10 <sup>-4</sup> ※	6.1×10 <sup>-4</sup> ※
Xe-133(約5日)	1.4×10 <sup>-5</sup> ※ (>1.3×10 <sup>-5</sup> )	6.5×10 <sup>-6</sup> ※ (>3.4×10 <sup>-6</sup> )	N.D.※ (<1.5×10 <sup>-5</sup> )
Xe-135(約9時間)	1.2×10 <sup>-5</sup> ※ (>4.1×10 <sup>-6</sup> )	1.3×10 <sup>-5</sup> ※ (>5.4×10 <sup>-6</sup> )	1.7×10 <sup>-5</sup> ※ (>4.3×10 <sup>-6</sup> )
I-131 (約8日)	N.D.(<4.2×10 <sup>-6</sup> )	N.D.(<1.8×10 <sup>-6</sup> )	N.D.(<4.4×10 <sup>-6</sup> )

※チャコールフィルタへの希ガスの捕捉率をヨウ素と同じ90%と仮定した値。

※チャコールフィルタへの希ガスの捕捉率をヨウ素と同じ90%と仮定した値。

(2) PCV ガス管理システムフィルタ出入口ガス分析結果

(2) PCV ガス管理システムフィルタ出入口ガス分析結果

試料採取場所	フィルタ入口	フィルタ入口	フィルタ出口
試料採取日 (測定日)	10/28	11/2	11/2
核種(半減期)	採取ガス中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		
Cs-134(約2年)	1.1	8.4×10 <sup>-1</sup>	1.5*
Cs-137(約30年)	1.7	9.6×10 <sup>-1</sup>	1.7*
Kr-85(約11年)	N.D.	N.D.	8.3E2
Xe-131m(約12日)	N.D.	N.D.	N.D.
Xe-133(約5日)	N.D.	N.D.	N.D.
Xe-135(約9時間)	N.D.(<1.6×10 <sup>-1</sup> )	N.D.	N.D.
I-131 (約8日)	N.D.(<2.1×10 <sup>-1</sup> )	N.D.	N.D.

試料採取場所	フィルタ入口	フィルタ入口	フィルタ出口
試料採取日 (測定日)	10/28	11/2	11/2
核種(半減期)	採取ガス中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		
Cs-134(約2年)	1.1	8.4×10 <sup>-1</sup>	1.7*
Cs-137(約30年)	1.7	9.6×10 <sup>-1</sup>	2.0*
Kr-85(約11年)	N.D.	N.D.	9.5E2
Xe-131m(約12日)	N.D.	N.D.	N.D.
Xe-133(約5日)	N.D.	N.D.	N.D.
Xe-135(約9時間)	N.D.(<1.6×10 <sup>-1</sup> )	N.D.	N.D.
I-131 (約8日)	N.D.(<2.1×10 <sup>-1</sup> )	N.D.	N.D.

\*フィルタ出口の方が入口側よりも高い数値を示していることから、参考値扱い。

\*フィルタ出口の方が入口側よりも高い数値を示していることから、参考値扱い。

注：フィルタ入口で採取したガス中にはヨウ素が含まれている可能性はあるが、ヨウ素が減衰していること、一方その他の核種は減衰していないことから、バックグラウンドが高く検出限界以下となっていると考えられる。また、出口ではヨウ素はチャコールフィルタにより吸着されていることから、検出限界以下となると考えられる。

注：フィルタ入口で採取したガス中にはヨウ素が含まれている可能性はあるが、ヨウ素が減衰していること、一方その他の核種は減衰していないことから、バックグラウンドが高く検出限界以下となっていると考えられる。また、出口ではヨウ素はチャコールフィルタにより吸着されていることから、検出限界以下となると考えられる。

バイアル瓶のGe測定値であるため訂正。(N.D.については、訂正後もN.D.であることを確認。)(注：フィルタ出口(11/2実施分)のみ設定誤りをしていてGe分析装置で測定したため、数値が訂正になる)

【9ページ】

(計算結果)

検出核種	測定データ CHフィルタ (11/2)	捕集倍率	放射能濃度 評価値	換気流量	γ線実効エ ネルギー	相対線量 (0.5MeV換 算)D/Q	敷地外にお ける実効線 量(最大値)
	濃度(Bq/cm3)			m3/h	MeV	Gy/Bq (=Sv/Bq)	μSv/年
Kr-85	5.3E-01	1.6E+03	8.3E+02	14	0.0022	2.4E-19	1.1E-01
Xe-131m	6.1E-04	1.6E+03	9.5E-01	14	0.02	2.4E-19	1.1E-03
Xe-133	-	1.6E+03	-	14	0.045	2.4E-19	-
Xe-135	1.7E-05	1.6E+03	2.7E-02	14	0.25	2.4E-19	4.0E-04
合計							0.11 μSv/年
							0.00011 mSv/年

(計算式)

$$\text{実効線量}(\mu\text{Sv}/\text{年}) = \text{放射能濃度評価値} \times 10^3 \times \text{換気流量} \times \gamma\text{線実効エネルギー} / 0.5(\text{MeV}) \\ \times \text{相対線量} \times 10^6 \times 8760(\text{時間}/\text{年})$$

以上

(計算結果)

検出核種	測定データ CHフィルタ (11/2)	捕集倍率	放射能濃度 評価値	換気流量	γ線実効エ ネルギー	相対線量 (0.5MeV換 算)D/Q	敷地外にお ける実効線 量(最大値)
	濃度(Bq/cm3)			m3/h	MeV	Gy/Bq (=Sv/Bq)	μSv/年
Kr-85	5.3E-01	1.8E+03	9.5E+02	14	0.0022	2.4E-19	1.2E-01
Xe-131m	6.1E-04	1.8E+03	1.1E-00	14	0.02	2.4E-19	1.3E-03
Xe-133	-	1.8E+03	-	14	0.045	2.4E-19	-
Xe-135	1.7E-05	1.8E+03	3.1E-02	14	0.25	2.4E-19	4.6E-04
合計							0.12 μSv/年
							0.00012 mSv/年

(計算式)

$$\text{実効線量}(\mu\text{Sv}/\text{年}) = \text{放射能濃度評価値} \times 10^3 \times \text{換気流量} \times \gamma\text{線実効エネルギー} / 0.5(\text{MeV}) \\ \times \text{相対線量} \times 10^6 \times 8760(\text{時間}/\text{年})$$

以上

3 ページで訂正した捕集効率の訂正、それを用いて算出する放射能濃度評価値、敷地外における実効線量(最大値)の訂正