

7/31 からの変更箇所を赤字で示す。

資料 3-②

2020 年 9 月 18 日

関西電力株式会社

コメント回答資料（評価対象核種の選定について） Rev.1

コメント No.	日付	コメント内容
評価対象選定に係るコメント No.、日付およびコメント内容については、資料 2「コメント管理表」参照。		

## 【回答】

### 1. 評価対象核種の評価手順

#### 1.1 汚染の形態の選定

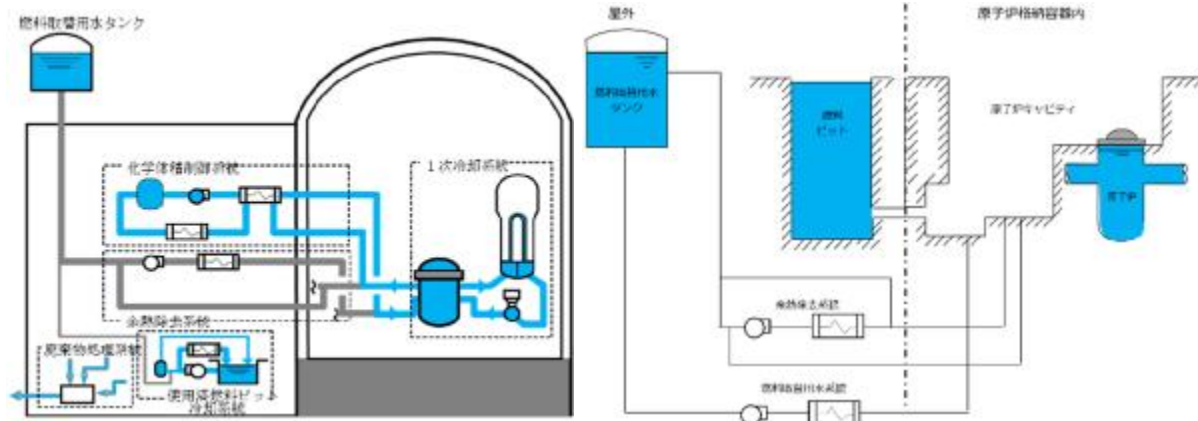
##### (1) 燃料取替用水タンクの運用

放射能濃度確認対象物である燃料取替用水タンクは、燃料取り扱い時の原子炉キャビティ水張り用ほう酸水の水源及び事故時の非常用炉心冷却設備作動時の注入用ほう酸水の水源として設置されている設備である。プラント停止後に原子炉容器を開放し、燃料取替用水タンク水にて原子炉キャビティ等を水張りし、燃料取替後に原子炉キャビティ等の水を燃料取替用水タンクに移送する。この操作の際に、原子炉容器内の 1 次冷却材に含まれる放射性物質が燃料取替用水タンク内に移行することから、燃料取替用水タンクの汚染の形態は二次的な汚染である。なお、放射化汚染が発生しないことについては、コメント No.2 及び 11 の回答資料の通り。

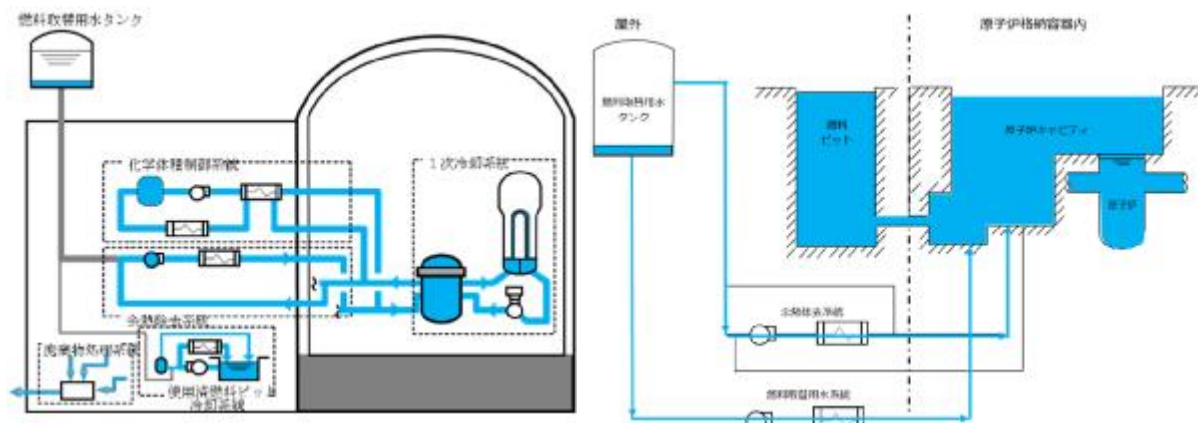
燃料取替用水タンクの運用のイメージを以下に示す。また、イメージ図を図 1 に示す。

- ① プラント運転中における燃料取替用水タンク水は、タンク内で貯留されており、タンク水の移送は無い。
- ② プラント停止後（定期検査中）で燃料取出前において、燃料取替用水タンクに貯留されているタンク水を、余熱除去系統及び燃料取替用水系統を経由して原子炉キャビティに移送して水張り。その後、燃料取出。この燃料取出作業中に余熱除去系統のポンプにて系統水を循環する。この際に 1 次冷却材と燃料取替用水タンク水が混合されることになる。
- ③ 燃料取出完了後、余熱除去系統を経由して、原子炉キャビティに貯留していたキャビティ水を燃料取替用水タンクに移送。
- ④ 定期検査における燃料装荷前に、余熱除去系統及び燃料取替用水系統を経由して原子炉キャビティに移送して水張り。その後燃料装荷。
- ⑤ 燃料装荷完了後、余熱除去系統を経由して、原子炉キャビティに貯留していたキャビティ水を燃料取替用水タンクに移送。原子炉キャビティ水抜き完了後、プラント起動操作へ移行。

【①プラント運転中】



【②定期検査中（燃料取出前及び燃料取出中）】



【③燃料取出完了後】

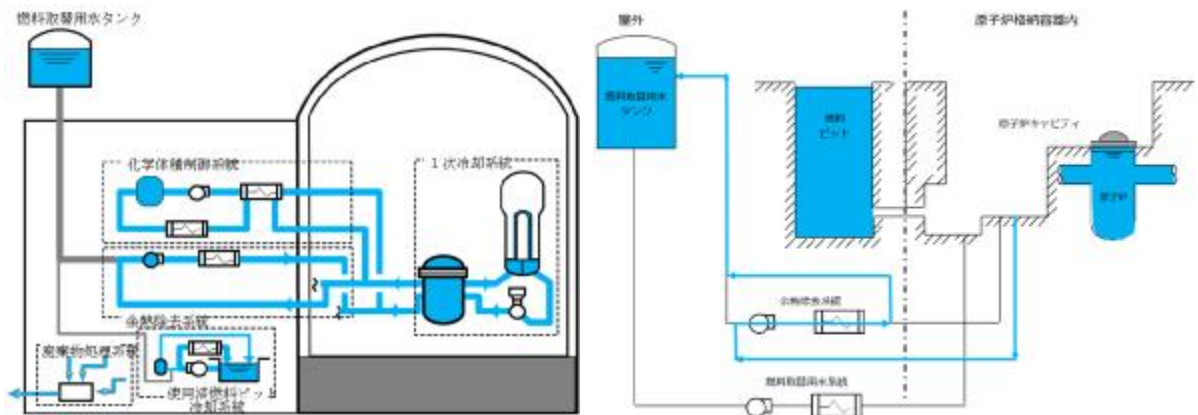
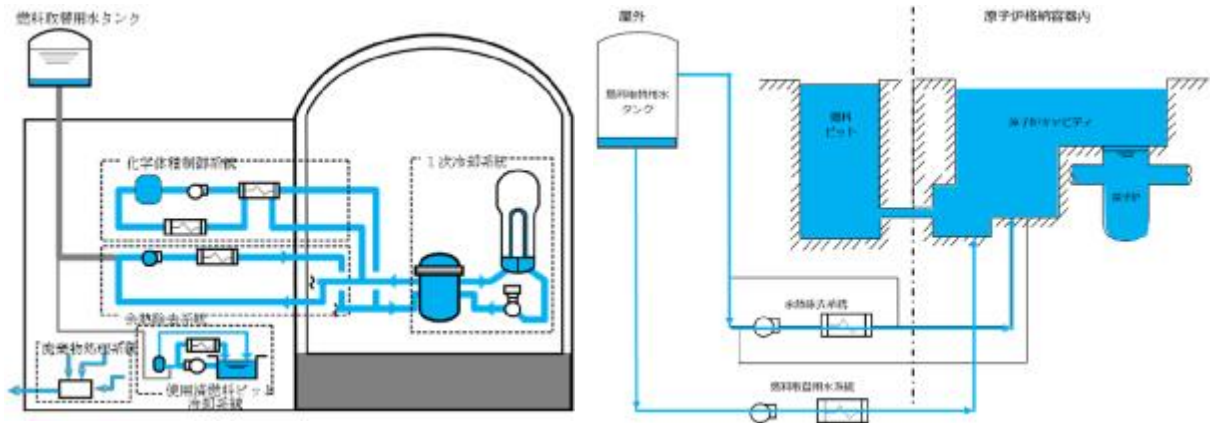


図1 燃料取替用水タンクの運用概要図 (1/2)

【④燃料装荷前】



【⑤燃料装荷完了後】

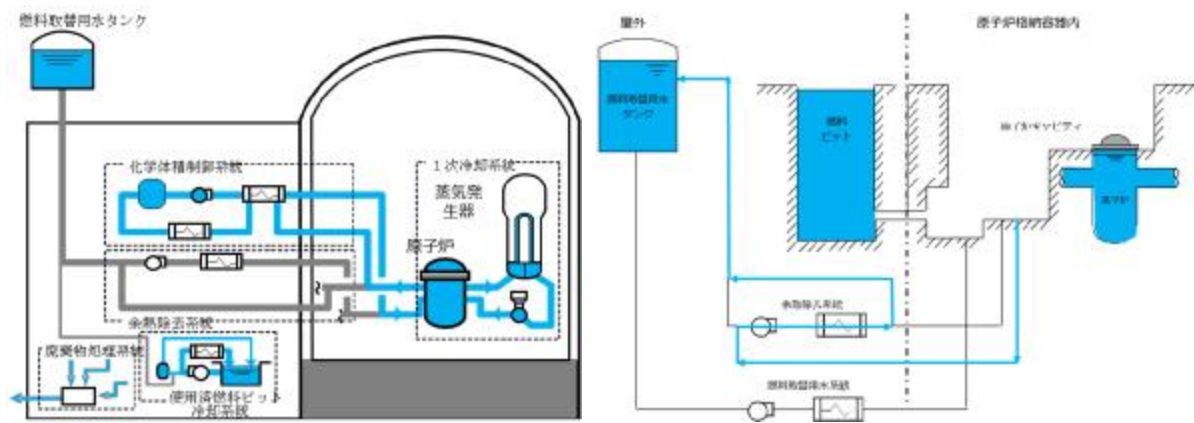


図1 燃料取替用水タンクの運用 (2/2)

## (2) 二次的な汚染の生成概念

系統内の構成材であるステンレス鋼やインコネルは腐食することで、冷却材中に放出されるものである。冷却材中の腐食生成物の一部は燃料棒表面に沈着し、炉心内の中性子により放射化され、再び冷却材中へ放出されたものが炉外機器・配管へ沈着することで二次的な汚染が発生する。二次的な汚染の生成概念図を図 2 に示す。

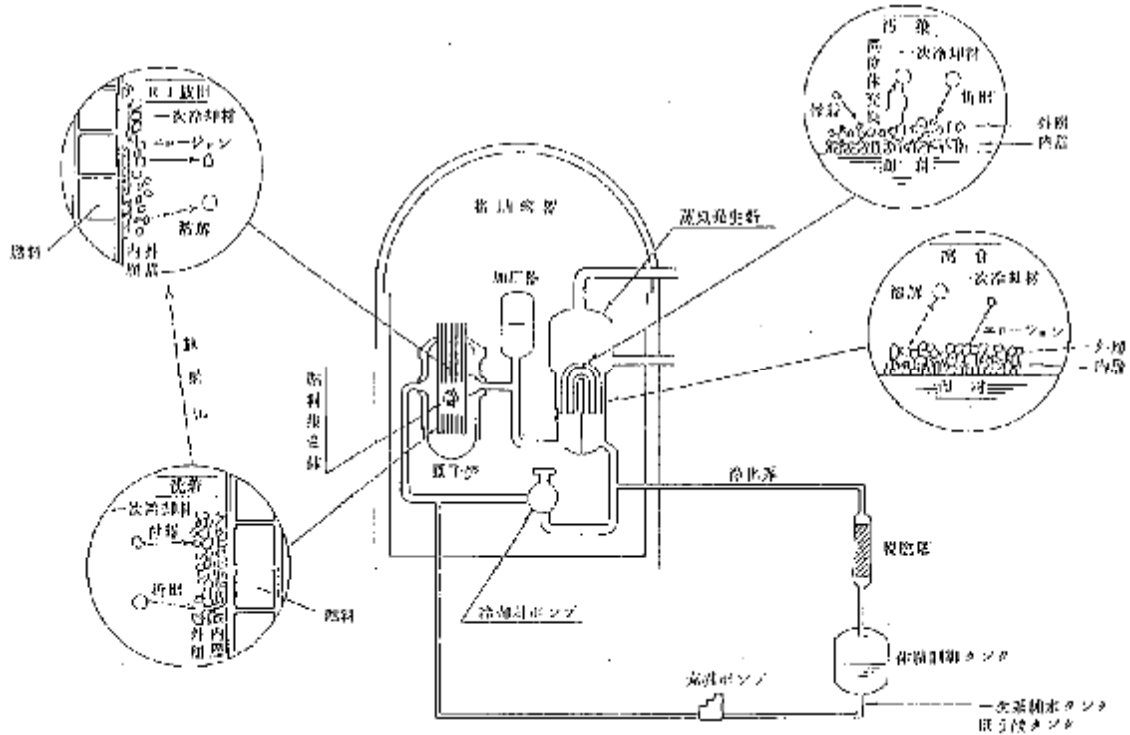


図 2 二次的な汚染の生成概念図

### a. CP 核種の発生概念

系統内の構成材料であるステンレス鋼やインコネルの腐食による冷却材への放出は、構成元素が一樣に冷却材に溶出するものとして、評価対象核種の評価を行う。

ステンレス鋼及びインコネルはその組成のまま冷却材中に溶出し、燃料棒表面に付着後、炉心で発生する中性子により放射化され、**CP** 核種が生成し、炉心表面から剥離後、冷却材中に移行し、系統内を移動する。

### b. FP 核種の発生概念

冷却材中の **FP** 核種の主な生成源は、燃料製造時に燃料棒表面に付着したウランが核分裂を起こすことで、**FP** 核種が生成し、燃料棒表面から剥離後、冷却材中に移行し、系統内を移動する。

## 1.2 評価対象核種の評価手順

評価対象核種の評価手順は以下の通り。また、二次的な汚染の放射性物質組成の評価手順を図 3 に示す。

- ① 1次冷却材中に持ち込まれる **CP** 核種及び **FP** 核種の放射エネルギーを算定するために炉内に持ち込まれる金属組成及びウラン燃料組成を設定。
- ② ①で設定した炉内に持ち込まれる金属 (**CP** 核種) 及びウラン燃料組成 (**FP** 核種当) を基に、放射化計算コード「**ORIGEN2**」を使用し、1次冷却材中の **CP** 核種及び **FP** 核種の放射エネルギーを算定し、放射性腐食生成物及び核分裂生成物の核種組成比を算出。
- ③ ②で算出された数値は、炉内に存在するイオン状及び粒子状成分の合計値である。二次的な汚染は粒子状成分が構成材に沈着することにより生じることから、粒子状成分の組成比を算定するために、②で算出した核種組成比に粒子状成分割合を乗じて、二次的な汚染の粒子状成分の各放射性物質組成比を算出。
- ④ ③で算出された数値に、実機廃棄物の汚染状況と整合させるために、代表試料の放射化学分析結果より算定した **Cs-137/Co-60** の比を用いて、**CP** 核種及び **FP** 核種の割合を補正。
- ⑤ 評価対象核種を選定するために、④で算出した放射性物質組成から、規則 33 核種の  $\sum D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合を算定し、規則 33 核種の  $D_k/C_k$  が大きいものから順に核種 **j** を追加し、追加した核種の  $D_j/C_j$  の総和が規則 33 核種の総和である  $\sum D_k/C_k$  に占める割合が **0.9** 以上となるように評価対象核種を選定。



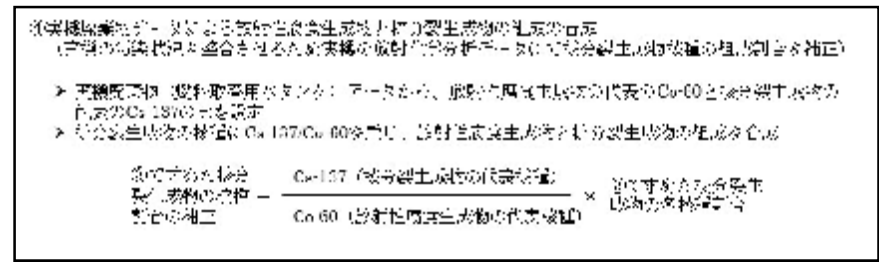
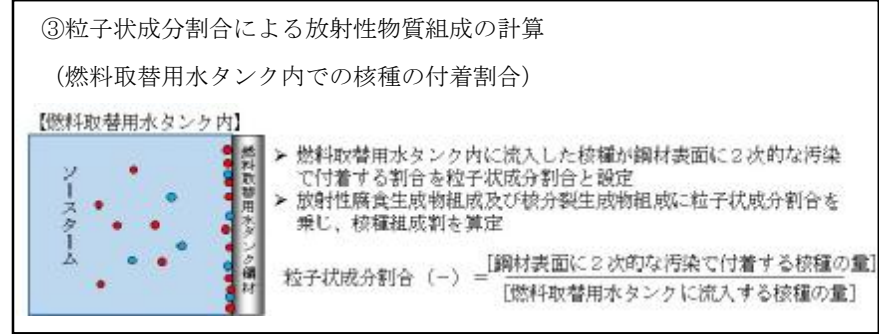
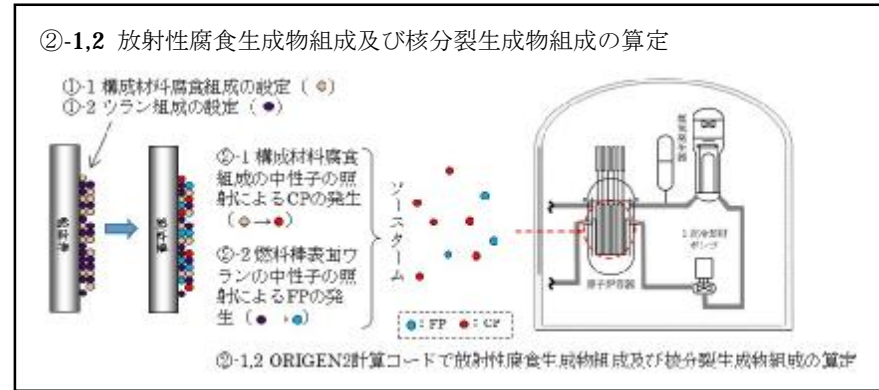
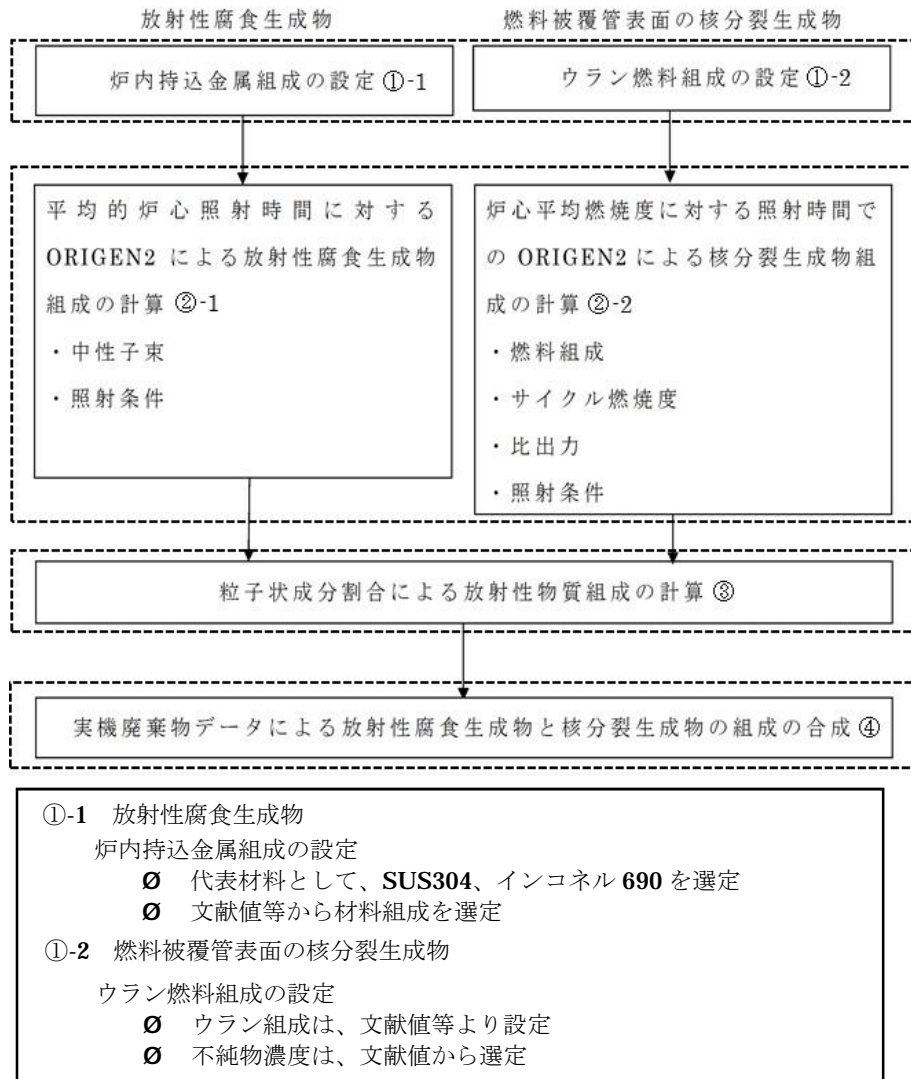


図 3 二次的な汚染の放射性物質組成の評価手順

### 1.3 評価手順の妥当性

クリアランス審査基準 3.1(1)イ②項の要求事項である「二次的な汚染を放射化計算法等に基づいた計算及び評価によって算出する場合については、放射性物質の種類が幅広く選定されるよう、合理的な範囲で当該計算及び評価がなされていること。」については、評価対象核種の選定において、核種が幅広く選定されるよう、評価条件を設定し評価している。具体的には表 1 に示す。

評価対象核種の選定の評価においては、評価条件を、実用炉許認可での使用値、公開文献値、及び実機分析データを使用することを基本とし、それ以外の評価条件については妥当性を確認した上で使用している。

また、先行認可済プラントと評価手法の比較検討を実施しており、同様の評価手法であることを確認している。表 2 に先行認可済プラントの評価手法及び本申請における評価手法の比較を示す。

表 1 評価対象核種の選定における考慮項目

項目		内容	備考
炉内持込金属組成の設定	SUS304 の元素組成設定	Ø 不明元素を 1,000ppm と設定 Ø 検出限界値以下の元素は、検出限界値を設定	2-1.項参照
	インコネルの種別選定	Ø Co 含有量が少ないインコネル 690 を選定	2-1.項参照
ウラン燃料組成の設定		Ø 不純物組成を公開文献より設定	2-2.項参照
粒子状成分割合の設定		Ø 実機プラント状況を考慮し、Co-60 を <input type="text"/> と設定	6-2.項参照

### 1.4 放射能濃度確認対象物である燃料取替用水タンクの汚染の程度について

大飯 1, 2 号炉の燃料取替用水タンクは、二次的な汚染により Co-60 等の放射能濃度が高いことから、撤去後に機械除染を行った上で保管容器に収納し、廃棄物庫にて保管廃棄している（機械除染は 2005 年度に実施）。

機械除染を行った対象物については、表面汚染密度の測定により、クリアランスレベル以下（Co-60 の  $D_k/C_k$  が 1 未満）であることを確認している。

具体的には、GM 汚染サーベイメータにて除染を行った対象物の表面汚染密度を測定し、表面汚染密度 (cpm) に Co-60 への換算係数 ( $Bq/cpm/cm^2$ ) を乗じ、Co-60 の表面汚染密度 ( $Bq/cm^2/(Co-60)$ ) を求める。Co-60 の表面汚染密度に対象物の面積 ( $cm^2$ ) を乗じた後、対象物の重量 (g) 及び Co-60 クリアランスレベル ( $0.1(Bq/g)$ ) を除して Co-60 の  $D_k/C_k$  を求めた (2005 年時点での値)。

測定結果は、1 号炉の燃料取替用水タンクで 、2 号炉の燃料取替用水タンクで  と幅を持った評価結果となっている。これは、表面汚染密度は燃料取替用水タンクの全面を同程度まで除染しているが、燃料取替用水タンクの構造上、上部材料の厚さが薄く、底部材料が厚いことによる対象物の重量の差異により生じている。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 2 先行認可済プラントの評価手法及び本申請における評価手法の比較

評価手順	先行認可済プラント（平成 31 年 3 月 19 日付原規規第 1903191 号で認可）	大飯 1, 2 号炉（本申請）
1. 放射化汚染による放射能濃度	<ul style="list-style-type: none"> <li>∅ 放射化量計算の入力データ（中性子フルエンス率等）を解析コード「DORT」及び「ANISN」を使用し、「ORIGEN-S」にて放射化量を算出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>∅ 放射能濃度確認対象物である燃料取替用水タンクには放射化汚染は発生しない</li> </ul>
2. 二次的な汚染による放射能濃度		
(1) 元素組成の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>∅ CP 核種（炉内持込金属）組成の設定には、ステンレス鋼を選定</li> <li>∅ FP 核種（ウラン燃料）組成の設定には、天然ウランを選定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>∅ CP 核種（炉内持込金属）組成の設定には、ステンレス鋼及びインコネル 690 を使用</li> <li>∅ FP 核種（ウラン燃料）組成の設定には、許認可ウラン燃料を設定</li> </ul>
(2) 核種組成比の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>∅ 放射化計算コード「ORIGEN2」を用いて放射化量を計算</li> <li>∅ 代表核種（放射性腐食生成物：Co-60、核分裂生成物：Cs-137）の放射能濃度をそれぞれ 1 Bq/g とし、放射能濃度を設定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>∅ 放射化計算コード「ORIGEN2」を用いて放射化量を計算</li> <li>∅ 各核種の粒子状成分割合を組成に乘じ、放射能濃度比を設定</li> </ul>
(3) CP 核種と FP 核種の補正	<ul style="list-style-type: none"> <li>∅ 実機廃棄物の分析値により設定した代表核種の比率（Cs-137/Co-60）を用いて、CP 核種（放射性腐食生成物）と FP 核種（核分裂生成物）を補正</li> <li>∅ 揮発性核種（C-14, Cl-36, I-129）については、代表サンプルの分析値等により核種組成比を設定</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>∅ 実機廃棄物の分析値により設定した代表核種の比率（Cs-137/Co-60）を用いて、CP 核種（放射性腐食生成物）と FP 核種（核分裂生成物）を補正</li> <li>∅ C-14, Cl-36, I-129 については、全てクラッド状で存在すると設定（粒子状成分割合を <input type="checkbox"/> と設定）</li> </ul>
(4) 核種組成比から放射能濃度への変換	<p>評価対象核種の選択に用いる規則 32 核種の放射能濃度について、Co-60 の D/C=1 に対する放射能濃度として整理</p>	<p>評価対象核種の選択に用いる規則 33 核種の放射能濃度について、上記で設定した放射性物質組成から、規則 33 核種の ΣD/C に対する D/C の割合を整理</p>

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



## 2. 炉内持込金属組成及びウラン燃料組成の設定方法

### 2.1 炉内持込金属組成の設定方法

#### (1) 燃料取替用水タンクの使用履歴

放射能濃度確認対象物である燃料取替用水タンクは、プラント建設時に設置され、**2005**年の定期検査で取替えを実施している。燃料取替用水タンクの設置から、取替までの大飯1，2号炉の運転履歴を表**3,4**に示す。表**3,4**に示す通り、燃料取替用水タンクを取替えるまでの間、1次系冷却材が接液する蒸気発生器の取替えを実施し、伝熱管の材質をインコネル**600**からインコネル**690**に変更している。なお、原子炉容器上蓋の取替も実施しているが、1次冷却材が接液する部分の材質変更は実施していない※<sup>1</sup>。

※<sup>1</sup>：平成**10**年**9**月**9**日付け平成**10・08・19**資第**36**号にて認可された工事計画書による。

表**3** 大飯1号炉運転履歴

(■：定期検査、▼：燃料取替用水タンク取替、▲：蒸気発生器取替、■：原子炉容器上蓋取替)

西暦	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987			
工程	運開 3/27	10/13	7/8	2/10	6/30	8/28 12/18	11/1	4/14	4/1	8/26	7/11 12/25	12/25
西暦	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996			
工程	6/23	8/14	3/9	9/30	5/17	12/18	6/8	5/28 10/21	9/16 ▲	4/25	5/30 9/10	
西暦	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005			
工程	10/23 1/17	2/19	5/6	7/31 ■	11/25	12/12 3/12	4/14	6/4	6/4	7/31	9/20 ▼	12/5

表**4** 大飯2号炉運転履歴

(■：定期検査、▼：燃料取替用水タンク取替、▲：蒸気発生器取替、■：原子炉容器上蓋取替)

西暦	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987		
工程	運開 12/5	7/20	12/26	6/16 12/4	12/8 3/28	3/1	7/21	8/3 12/17	2/16	7/15	
西暦	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996		
工程	8/5 12/5	1/5 4/9	3/25	7/22	9/14	2/5	2/21	8/16	8/14 12/18	2/3	
西暦	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005		
工程	▲ 7/20	8/20 ■	1/28	3/10	5/12	6/1	8/8	10/21 12/13	2/9 3/24	3/16 ▼	6/24

#### (2) 構成材料の選定

炉内持込金属組成の設定のために必要な1次系構成材料については、公開文献※<sup>2</sup>に基づき設定した。表**5**に公開文献より抜粋したPWRの1次系構成材料を示す。表**5**に示す材料のうち、ジルカロイ-4については、ステンレス鋼及びインコネル**690**と比較して、耐腐食性に優れた材料であることから、構成材料からは除外した。ステライトについては、接液表面積が**0.1%**未満であり、極微量であることから、構成材料から除外した。

また、1次系構成材料のうちステンレス鋼については、**SUS304** の他に **SUS316** も使用されているが **SUS316** は短管、管継手及び弁に限られた箇所に使用されており、かつ **SUS304** の方が **Co** の元素組成が小さいことから、評価対象核種を幅広く選定するために、1次系構成材料のうちステンレス鋼としては **SUS304** とした。

従って、炉内持込金属組成の設定における構成材料としては、接液面積比が大きいインコネル **690**（蒸気発生器伝熱管）及び **SUS304** を選定した。

表 5 PWR 1次系構成材料

材料	接液表面積 (%)	主な使用箇所
インコネル <b>690</b>	<b>70</b>	蒸気発生器伝熱管
ステンレス鋼	<b>5</b>	配管等
ジルカロイ-4	<b>25</b>	燃料被覆管
ステライト	<b>&lt;0.1</b>	弁、CRDM 等

※ 2 : 原子炉水化学ハンドブック（日本原子力学会編 2000年12月27日）

### (3) 蒸気発生器取替の影響について

蒸気発生器取替に伴う評価対象核種選定への影響を検討した。表 6 に取替前後の蒸気発生器の主な仕様を示す。

表 6 新旧蒸気発生器の主な仕様

項目	旧蒸気発生器	新蒸気発生器
伝熱管材質	インコネル <b>600</b>	インコネル <b>690</b>
伝熱面積	<input type="text"/>	<input type="text"/>
伝熱管本数	<input type="text"/>	<input type="text"/>

※ 4 : 蒸気発生器の伝熱面積は、平成 5 年 3 月 23 日付け 5 資庁第 1609 号にて認可された工事計画書による。

蒸気発生器取替後、放射能濃度確認対象物である燃料取替用水タンクを取替えるまでの間、数サイクル運転していることから、蒸気発生器の伝熱管材質としてはインコネル **690** を選定した。

なお、インコネル **690** 及びインコネル **600** の化学成分を表 7 に示す。表 7 に示す通り **Co** 成分の割合が異なり、インコネル **600** の方が **Co** 成分は多いことから、**Co** 成分が少ないインコネル **690** を構成材料として選定することで、評価対象核種の選定において、幅広く核種を選定することが可能である。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 7 インコネル 690 及びインコネル 600 の化学成分

--

#### (4) 金属組成の設定方法

金属組成の設定においては、**SUS304** とインコネル **690** を比較して、**SUS304** の方が **CP** 核種の親元素となる元素組成の割合が多く、**CP** 核種の発生量は **SUS304** の寄与が大きいと想定されることから、**SUS304** については不明元素も考慮して金属組成を設定した。

##### a. インコネル 690 の元素組成設定

インコネル **690** の元素組成は実機プラントでの分析結果<sup>\*5</sup>及び公開文献<sup>\*6</sup>を基に表 **8** の通り設定した。なお、不明組成を仮に **1,000ppm** と設定した場合でも核種組成への影響は小さいことを確認している。インコネル **690** の不明元素の影響確認結果を **6-3**項に記載する。

##### b. SUS304 の元素組成設定

###### (a) 設定内容

**SUS304** の元素組成は実機プラントでの分析結果<sup>\*7</sup>を基に表 **8** の通り設定した。分析結果については、分析データの **99%**信頼区間の上限値を推定対数正規分布の算術平均値相当として設定した。なお、評価対象核種選定にあたっては、幅広く核種が選定されるよう、検出限界未満の組成は検出限界値を設定、不明組成については**検出限界値の 10 倍となる 1,000ppm** と設定した。

###### (b) 設定の妥当性

種々の文献を調査し、(a)項で設定した **SUS304** の元素組成と文献値の比較を実施した。元素組成の比較結果を表 **9** に示す。表 **9** に示す通り、(a)項で設定した **SUS304** 元素組成は、他文献では設定されていない元素を設定しており、かつ不明組成は検出限界値の **10 倍となる 1,000ppm** と設定しており、幅広く核種が選定されるように元素組成を設定している。ただし、**Cl** の元素組成は参考文献①及び②の方が高い数値となっていることから、構成材料の **Cl** による評価対象核種の選定への影響について **7**項で検証した。一方、参考文献②と比較すると、**Ba, Ce, Dy, Ho, Yb, Th** 及び **U** は参考文献 **2** の方が高い組成となっているが、参考文献②での数値は検出限界値であり、検出限界値が高いため、設定値と比較して高くなっている。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(5) 炉内持込金属組成の設定方法

a. 接液面積の設定

インコネル 690 の接液面積については、既工事計画書に記載の蒸気発生器の伝熱面積 [ ]、合計 4 基であることから、下式により算定した。

$$(\text{インコネル 690 接液面積}) = [ ] \times 4 \doteq 20,000[\text{m}^2]$$

SUS304 の接液面積については、表 5 に記載の接液面積比（インコネル 690 : 70%、SUS304 : 5%）を基に、インコネル 690 の接液面積から下式により設定した。

$$(\text{SUS304 接液面積}) = 20,000[\text{m}^2] \times 5 \div 70 \doteq 1,500[\text{m}^2]$$

b. 腐食速度比の設定

腐食速度比については、公開文献\*8 に記載の腐食量を示す下式により設定した。

$$(\text{SUS304 腐食速度}) = 0.071 \times t^{0.17}[\text{mg}/\text{cm}^2]$$

$$(\text{インコネル 690 腐食速度}) = 0.032 \times t^{0.1}[\text{mg}/\text{cm}^2]$$

ここで、 $t$  は腐食時間[h]である。

以上から、インコネル 690 と SUS304 の腐食速度比は、

$$\frac{\text{インコネル 690}}{\text{SUS304}} = \frac{0.032 \times t^{0.1}}{0.071 \times t^{0.17}} = 0.451 \times t^{-0.07}$$

となることから、腐食時間の増加とともに、腐食量の比が大きくなる。腐食時間  $t$  については、

[ ]

[ ]

放射化計算コード「ORIGEN2」を用いた放射性腐食生成物組成の算定において、3.1 項に示す通り、

[ ]

幅広く核種を選定することが可能となる。

c. 炉内持込金属組成の設定

(4)項で設定したインコネル 690 及び SUS304 の元素組成を基に、a.項で算定した構成材料の接液面積、及び b.項で算定した構成材料の腐食速度比を用いて炉内持込金属組成を設定した。炉内持込金属組成の算定には下式を用いて設定している。下式より設定した炉内持込金属元素組成を表 10 に示す。

[ ]  
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

【炉内持込金属組成算定式】

(炉内持込金属組成) =  $\Sigma$  (構成材料元素組成×構成材料接液面積×腐食速度比)

- ※5：平成 27 年度電力共通委託「3 号埋設施設対象廃棄物の放射能評価に係る業務委託」
- ※6：平成 11 年度 原子力発電施設解体放射性廃棄物 基準調査報告書（原子力環境整備センター）
- ※7：平成 25 年度電力共通委託「放射能濃度評価手法の妥当性評価及び余裕震度処分対象廃棄物のインベントリ評価に関する業務委託」
- ※8：平成 13 年度 原子力発電所水質等環境管理技術信頼性実証事業 事業報告書（原子力発電技術機構）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 8(1/2) 構成材料元素組成

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

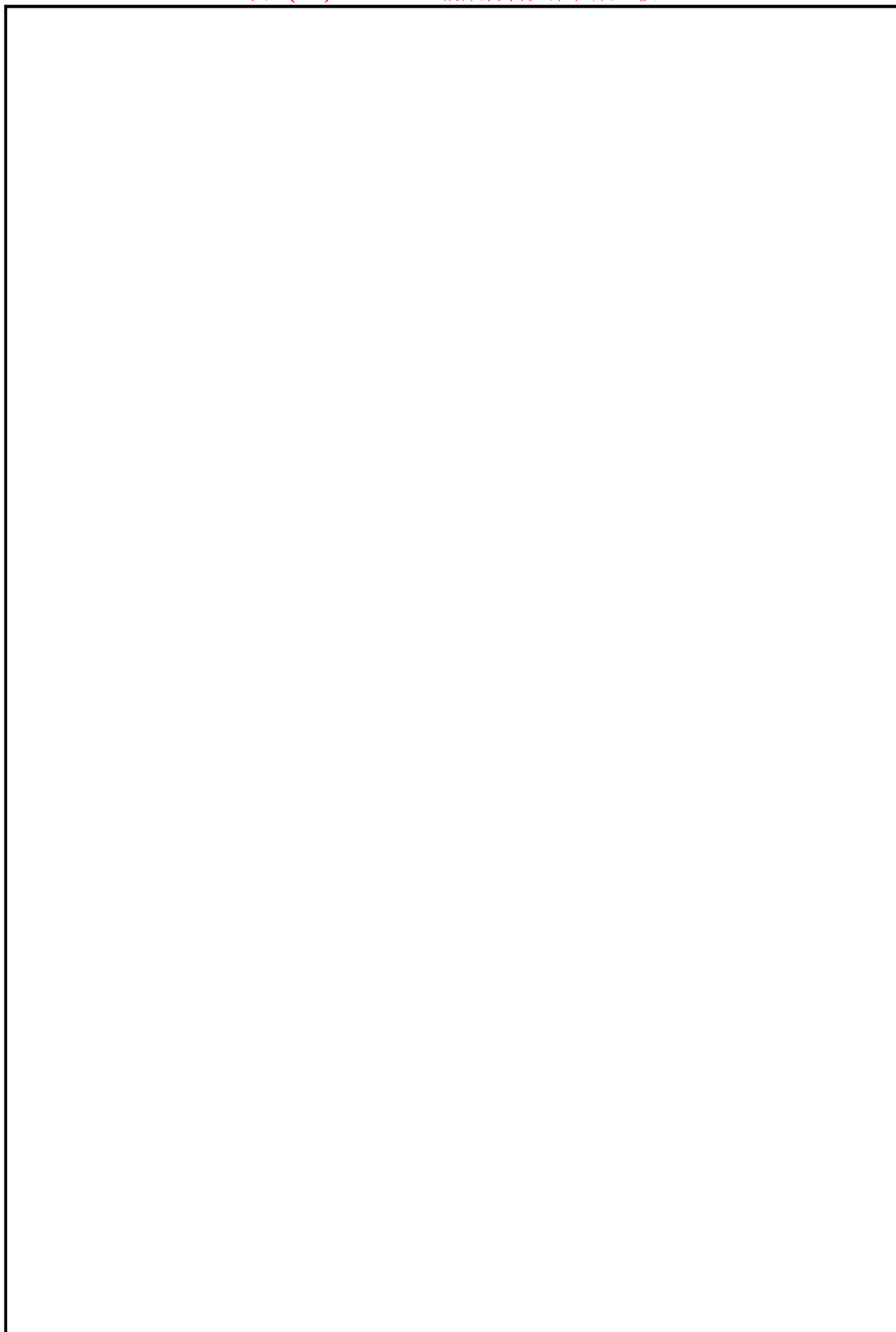


表 8(2/2) 構成材料元素組成

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 9(1/2) SUS304 構成材料元素組成比較



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 9(2/2) SUS304 構成材料元素組成比較

--

- ① : 川太徳夫 他 “「ふげん」発電所の主要構造材元素組成分析,” 日本原子力学会和文論文誌, vol.9, No.4, p.405-418 (2010)
- ② : J. C. Evans et al., “Long-Lived Activation Products in Reactor Materials,” NUREG/CR-3474 (1984)
- ③ : R. I Smith, G. J. Konzek, W. E. Kennedy, Jr, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a reference Pressurized Water Reactor Power Station,” NUREG/CR-0130 vol.2 (1978)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 10 炉内持込金属元素組成 (1/2)

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 10 炉内持込金属元素組成 (2/2)

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 2.2 ウラン燃料組成の設定方法

### (1) ウラン燃料濃縮度の設定

ウラン燃料については、プラント運転開始後、ウラン濃縮度を変更している。ウラン濃縮度の変更履歴を表 11,12 に示す。ウラン濃縮度が大きい方が、核分裂生成物の生成量が多くなることから、ウラン濃縮度を燃料取替用水タンク取替までの間で最も大きい 4.1wt% と設定した。

表 11 大飯 1 号炉燃料型式変更履歴

(■：定期検査、▼：燃料取替用水タンク取替、▲：燃料型式変更)

西暦	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987	
工程	運開 3/27	10/13	▲7/8 2/10	6/30	9/28 12/18	11/1	4/14 4/1	▲9/26	7/11 12/25	12/25
西暦	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	
工程	8/23	8/14	3/9	9/30	▲5/17 12/18	6/8	5/28 10/21	9/16	4/25	5/30 9/10
西暦	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	
工程	10/23 1/17	2/19 6/6		7/31 11/26	12/12 3/12	4/14	6/4	6/4 7/31	9/20 ▲▼12/8	

運転サイクル数	ウラン燃料濃縮度 (wt%)
運転開始～第 4 サイクルまで	2.1、2.6、3.1
第 2 サイクル～第 11 サイクルまで	3.2
第 6 サイクル～第 15 サイクルまで	3.4
第 10 サイクル～第 21 サイクル (燃料取替用水タンク取替) まで	4.1

表 12 大飯 2 号炉燃料型式変更履歴

(■：定期検査、▼：燃料取替用水タンク取替、▲：燃料型式変更)

西暦	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987
工程	運開 12/5	7/20	▲12/26 6/16 12/4	12/8 3/28	3/1	7/21	9/3 ▲12/17	2/16	7/15
西暦	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996
工程	8/5 12/5	1/5 4/9	3/25	▲7/22	9/14 2/5	2/21	6/16	8/14 12/18	2/3
西暦	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005
工程	7/20	8/29 1/25	3/10	5/12	6/1 9/8	10/21 12/18	2/9 3/24	3/16	▲▼6/24

運転サイクル数	ウラン燃料濃縮度 (wt%)
運転開始～第 3 サイクルまで	2.1、2.6、3.1
第 2 サイクル～第 13 サイクルまで	3.2
第 6 サイクル～第 20 サイクルまで	3.4
第 10 サイクル～第 20 サイクル (燃料取替用水タンク取替) まで	4.1

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



(2) ウラン燃料組成の設定方法

ウラン燃料同位体組成を公開文献値<sup>\*1, 2</sup>より表 13 の通り設定した。U-234 及び U-238 の設定重量比については、U-234 の重量比を a wt%、U-238 の重量比を b wt% とし、公開文献<sup>\*3</sup>に記載の U-234 と U-238 の重量比(それぞれ 0.02wt%と 97.0wt%。)が変わらないと仮定し、

$$a + b = 100 - 4.1$$

$$b = (97/0.02)a$$

これを解くと、a = 0.02、b = 95.88 となることから、U-234 及び U-238 の設定重量比を 0.02wt%及び 96wt%と設定した。

表 13 ウラン燃料同位体組成

核種	原子量 <sup>*1</sup>	設定重量比 (wt%)
U	約 238.03 (天然)	約 87 <sup>*2</sup>
	約 237.93 (濃縮後)	
	U-234	0.02
	U-235	4.1
U-238	約 238.05	約 96
O	約 16.00	約 13 <sup>*2</sup>
不純物	—	約 0.036 <sup>*2</sup>

※1 : 理科年表

※2 : ORNL/TM-6051

表 13 に記載の U 及び O の設定重量比を基に、その他不純物の組成比を ORNL/TM-6051 に基づき、ウラン燃料元素組成を表 14 の通り設定した。

表 14 ウラン燃料元素組成

元素	UO <sub>2</sub> 組成 (wt%)	出典
Li	1.0E-04	ORNL/TM-6051
B	1.0E-04	
C	8.9E-03	
N	2.5E-03	
O	1.3E+01	
F	1.1E-03	
Na	1.5E-03	
Mg	2.0E-04	
Al	1.7E-03	
Si	1.2E-03	
P	3.5E-03	
Cl	5.3E-04	
Ca	2.0E-04	
Ti	1.0E-04	
V	3.0E-04	
Cr	4.0E-04	
Mn	1.7E-04	
Fe	1.8E-03	
Co	1.0E-04	
Ni	2.4E-03	
Cu	1.0E-04	
Zn	4.0E-03	
Mo	1.0E-03	
Ag	1.0E-05	
Cd	2.5E-03	
In	2.0E-04	
Sn	4.0E-04	
Gd	2.5E-04	
W	2.0E-04	
Pb	1.0E-04	
Bi	4.0E-05	
U	8.7E+01	表 13

### 3. 放射性腐食生成物組成及び核分裂生成物組成の算定

#### 3.1 放射性腐食生成物組成の算定方法

2.1 項で算定した炉内持込金属組成、中性子束、炉心照射条件を用いて放射化計算コード「ORIGEN2」により、放射性腐食生成物組成を算定した。放射性腐食生成物の評価条件を表 15 に示す。ORIGEN2 を用いた評価において、生成した放射性腐食生成物は生成したサイクル以降、減衰するものとして評価を実施する。

表 15 放射性腐食生成物の評価条件

項目		評価条件
中性子束 (n/cm <sup>2</sup> /s)		<input type="text"/>
炉心照射条件	燃焼パターン	<input type="text"/>
	サイクル数	<input type="text"/>

##### (1) 中性子束の設定根拠

放射性腐食生成物組成算定のための、放射化計算コード「ORIGEN2」による評価条件のうち、中性子束については、大飯 1, 2 号炉の定格熱出力相当の中性子束分布 (  ) を基に、  とした。

##### (2) 燃焼パターンの設定根拠

放射性腐食生成物組成算定のための、放射化計算コード「ORIGEN2」による評価条件のうち、

##### (3) サイクル数の設定根拠

放射性腐食生成物組成算定のための、放射化計算コード「ORIGEN2」による評価条件のうち、サイクル数については、サイクル数の増加により **Co-60** 放射化量が増加することになる。放射化量は一般的に下式で表すことが可能であり、サイクル数 (照射時間) が増加するとともに、放射化量が増加する。ここで、**Co-60** 放射化量を少なくし、幅広く核種を選定するため、

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



【放射化量算定式】

$$A = n \cdot \sigma \cdot \phi \cdot (1 - \exp(-\lambda \cdot t1)) \cdot \exp(-\lambda \cdot t2)$$

A : 放射能濃度

n : 元素組成

$\sigma$  : 断面積

$\phi$  : 中性子束

$\lambda$  : 崩壊定数

t1 : 照射時間

t2 : 冷却時間

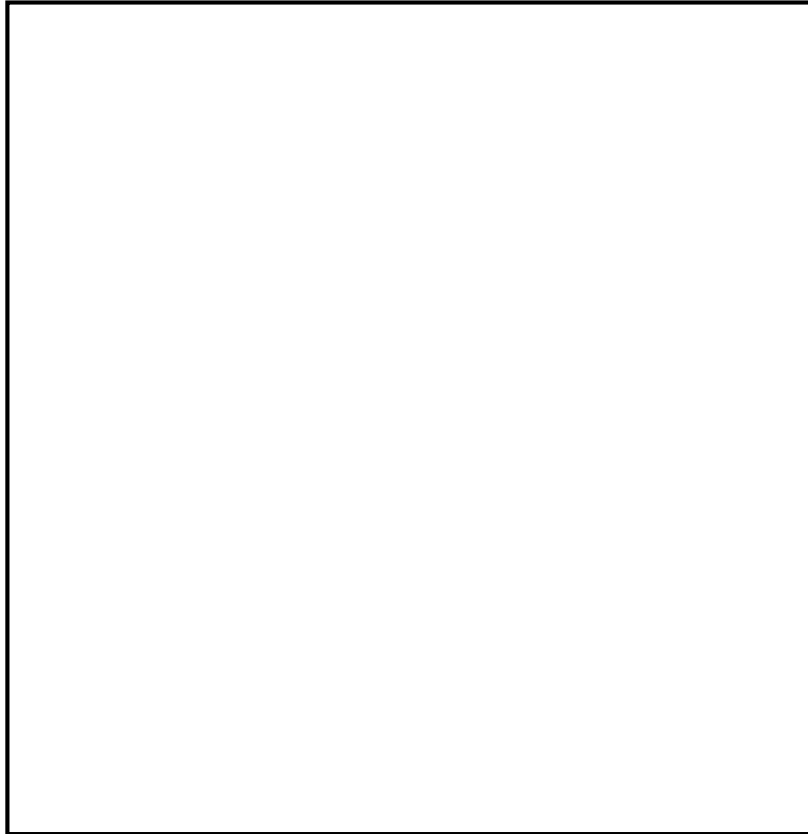


図 4 冷却材中の Co-58/Co-60 比と評価による Co-58/Co60 比の比較

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

### 3.2 核分裂生成物組成の算定方法

2.2 項で算定したウラン燃料組成、サイクル燃焼度、比出力、炉心照射条件を用いて、放射化計算コード「ORIGEN2」により、核分裂生成物組成を算定した。核分裂生成物の評価条件を表 16 に示す。ORIGEN2 を用いた評価において、生成した核分裂生成物は生成したサイクル以降、減衰するものとして評価を実施する。

表 16 核分裂生成物の評価条件

項目		評価条件
サイクル燃焼度 (MWD/MTU)		15,400
比出力 (MW/MTU)		38.4
炉心 照射条件	燃焼パターン	<input type="text"/>
	サイクル数	<input type="text"/>

#### (1) サイクル燃焼度

核分裂生成物組成の算定のための放射化計算コード「ORIGEN2」による評価条件のうち、サイクル燃焼度については、設置許可書に記載の熱出力 (3,411MW) とウラン重量 (89t) を用いて、 $3,411 \times 395 \text{ 日 (13 ヶ月運転の日数)} \div 89 = 15,400$  (MWD/MTU) と設定した。

#### (2) 比出力 (MW/MTU)

核分裂生成物組成の算定のための放射化計算コード「ORIGEN2」による評価条件のうち、比出力については、設置許可申請書に記載の熱出力 (3,411MW) とウラン重量 (89t(詳細値 88.8t)) を用いて、 $3,411 \div 88.8 \approx 38.4$  (MW/MTU) と設定した。

#### (3) 燃焼パターン

核分裂生成物組成の算定のための放射化計算コード「ORIGEN2」による評価条件のうち、

#### (4) サイクル数

核分裂生成物組成の算定のための放射化計算コード「ORIGEN2」による評価条件のうち、サイクル数については、3.1(3)項と同様に  サイクルと設定した。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

なお、炉心照射条件におけるサイクル数については、燃料取替バッチ数を基に、 サイクルと設定して評価を実施するが、実機プラントの運転状態を考慮し、燃料取替用水タンク取替までのサイクル相当数（定格負荷相当年数）で評価した場合でも評価対象核種の選定への影響が小さいことを確認した。また、 サイクルで評価を実施した方が、幅広く核種選定を行うことになることを確認した。サイクル数を燃料取替用水タンク取替までの定格負荷相当年数で評価した結果を **6.4** 項に示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

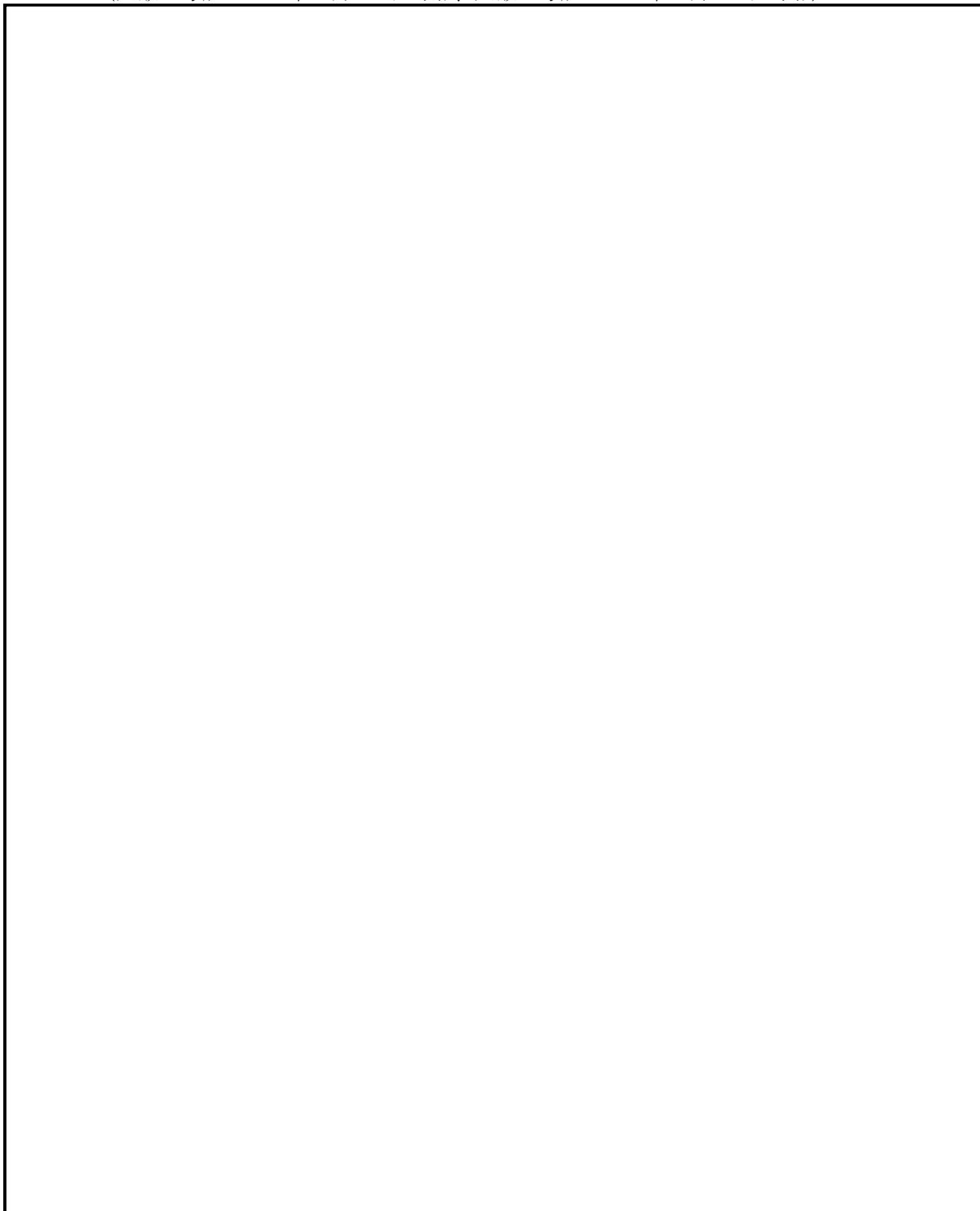


### 3.3 放射性物質組成の算定結果

3.1 項及び 3.2 項の評価条件を基に算定した放射性物質組成を表 17 に示す。

表 17 放射性物質組成

(大飯 1 号炉 2005 年 9 月 20 日時点、大飯 2 号炉 2005 年 3 月 16 日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

#### 4. 粒子状成分割合の設定

3.項で算定した放射性腐食生成物組成及び核分裂生成物組成の計算結果は、炉内に存在する核種のイオン及び粒子状成分の合計値である。ここで、1.項で選定した汚染の形態である二次的な汚染は、1次冷却材系統の機器や配管、粒子状成分が沈着することにより生じることから、粒子状成分割合を3.項で算定した放射性物質組成に乗じる。表18に設定した各核種の粒子状成分割合を、表19に粒子状成分割合の分析結果を、表20に各粒子状成分割合の設定根拠を示す。表18及び表19に示す通り、Co-60, Cs-137, Sr-90等については、分析により粒子状成分割合を算出しており、PWRの一次冷却材系統（以下、「RCS」という。）水の濾別分析（0.45 $\mu$ m孔径のミリポアメンブレンフィルタに捕集される放射性核種を粒子状、通過する放射性核種をイオン状として、両性状の放射性核種の合計放射能に占める粒子状放射性核種の割合）により、検出された放射性核種の粒子状成分割合を設定した。また、評価対象とした核種のうち放射化学分析で検出不可の核種については、各核種の元素周期律における族（アルカリ金属、遷移金属等）や周期（第一周期、第二周期等）の類似性を元に濾別分析により求めた核種の粒子状成分割合に合わせて設定した。

一方、H-3については水として存在するものであり、イオン化傾向が強く、水中ではイオン化すること、及び取替えた燃料取替用水タンクを解体した金属を雑固体廃棄物として2005年より長期間廃棄物庫にて保管していることから、H-3の粒子状成分割合は「0」と設定している。ただし、低レベル放射性廃棄物の評価においては、雑固体廃棄物中にH-3が検出されていることから、実機廃棄物の分析データ（除染前）も含めて、H-3の影響確認を行った。確認結果を8.項に示す。

なお、放射能濃度確認対象物である燃料取替用水タンクは、タンク内部で水の流速が大きく変化するような流れは無く、かつタンク内は常温・常圧であることから、特定の核種が特異的に付着することは無い。

表 18 粒子状成分割合

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 19 粒子状成分割合分析結果



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 20 各粒子状成分割合の設定根拠

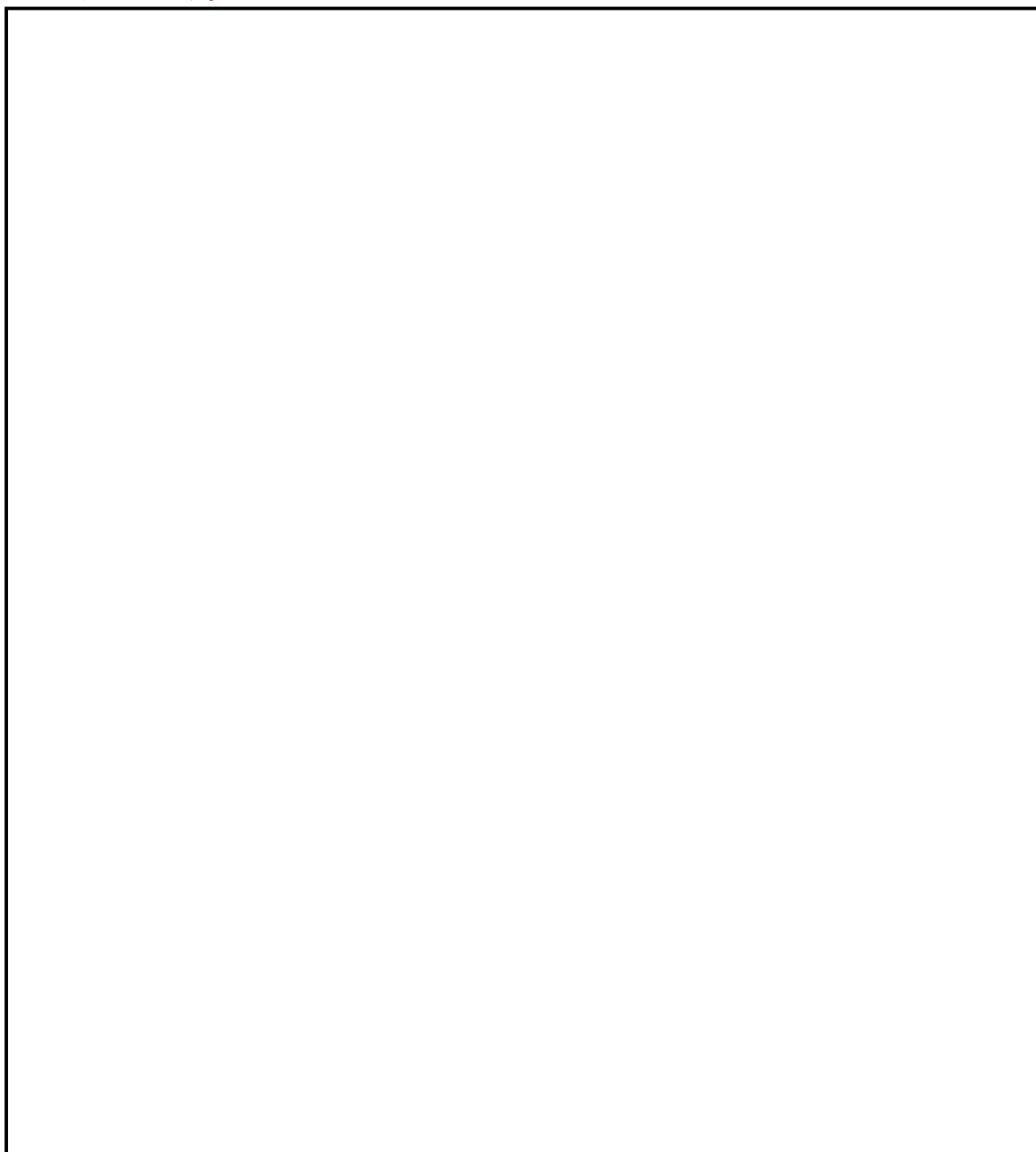
--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

5. 放射性腐食生成物と核分裂生成物の放射性物質の組成の補正

3.3 項で算定した放射性腐食生成物組成と核分裂生成物組成を実機廃棄物の汚染状況と整合させるため、燃料取替用水タンク廃材の代表試料の放射化学分析の結果より算定した **Co-60** 及び **Cs-137** の放射能濃度比を用いることにより補正する。

代表試料の分析については、1, 2号炉の燃料取替用水タンクの側面部の下部、中部、上部の金属片のうち、放射線計数率が比較的高い (**GM** 汚染サーベイメータで測定) 除染前の試料 **10** 点を選定し、**Ge** 波高分析装置を用いて測定を行った。代表試料の採取箇所を**図 5** に示す。



**図 5** 燃料取替用水タンク (RWST) の試料採取箇所

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



代表試料の放射化学分析結果より設定する **Co-60** 及び **Cs-137** の放射能濃度比は、算術平均に片側 **95%**信頼区間上限で設定することで幅広く核種選定可能なよう考慮している。図 **6** 及び表 **21** に実機廃棄物の分析結果を示す。

図 **6** 及び表 **21** より、**Co-60** 及び **Cs-137** の放射能濃度比は、 と設定した。

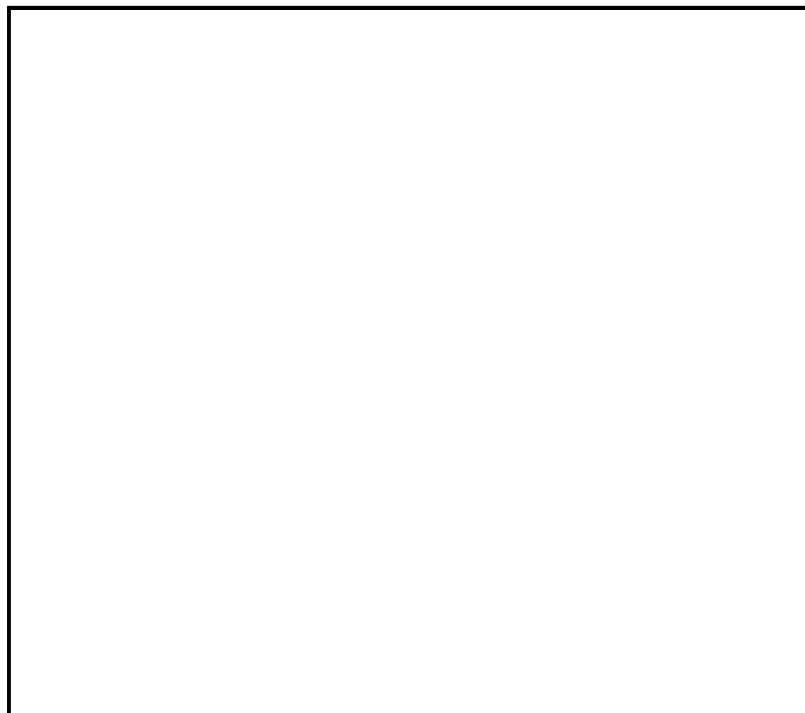
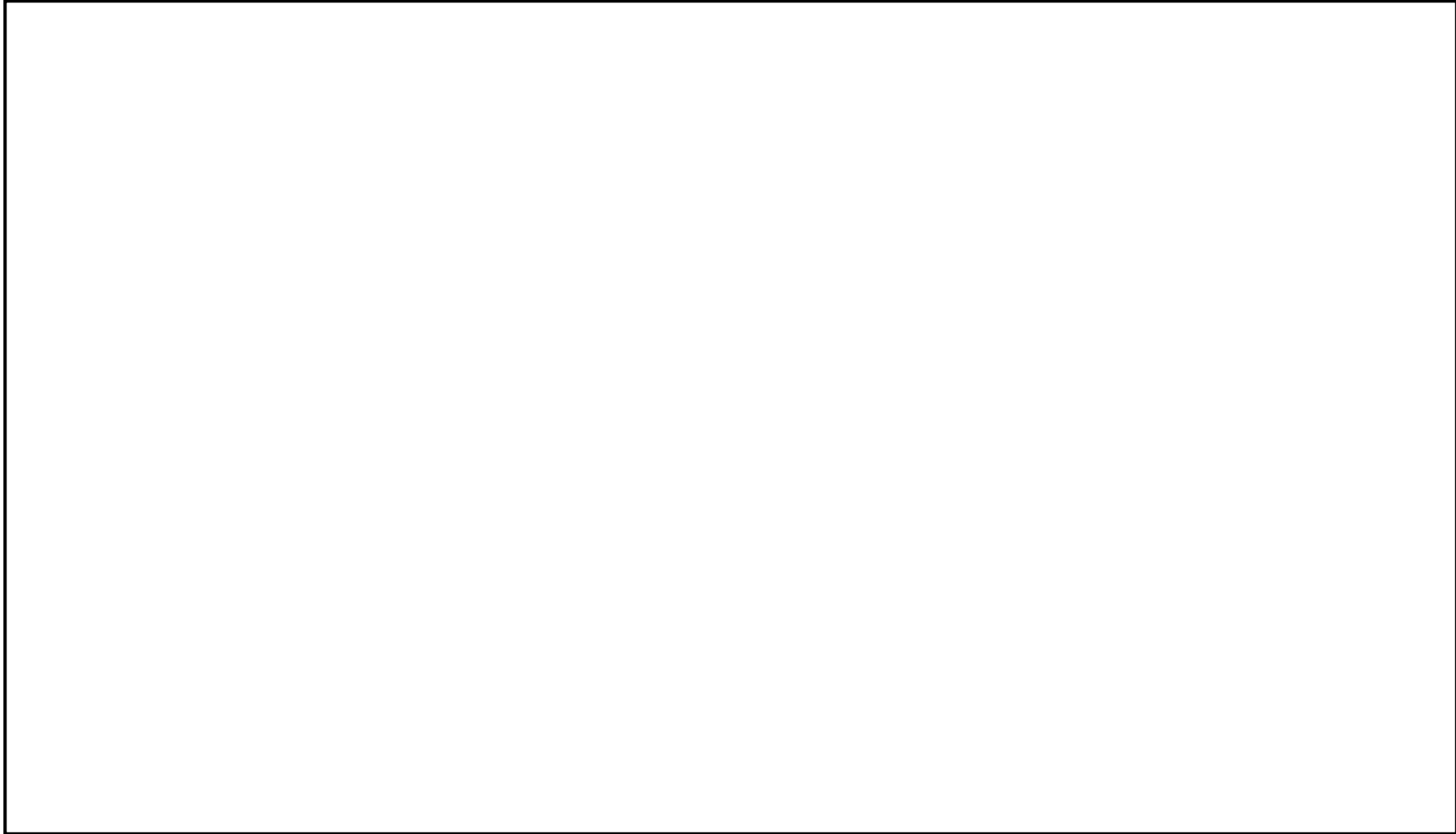


図 **6** **Co-60** と **Cs-137** の放射能濃度の相関（実機廃棄物の分析結果）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 21 大飯 1, 2 号炉燃料取替用水タンク廃材分析結果



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

設定した **Co-60** 及び **Cs-137** の放射能濃度比を用いて放射性腐食生成物と核分裂生成物を補正し、下式により放射性物質組成を算出した。算定結果を表 **22** に示す。

$$Z = \alpha X \times \theta \alpha Y$$

**Z** : CP/FP 補正後のソースターム

$\alpha$  : 粒子状成分割合

**X** : CP ソースターム

**Y** : FP ソースターム

$\theta$  : FP ソースターム補正式

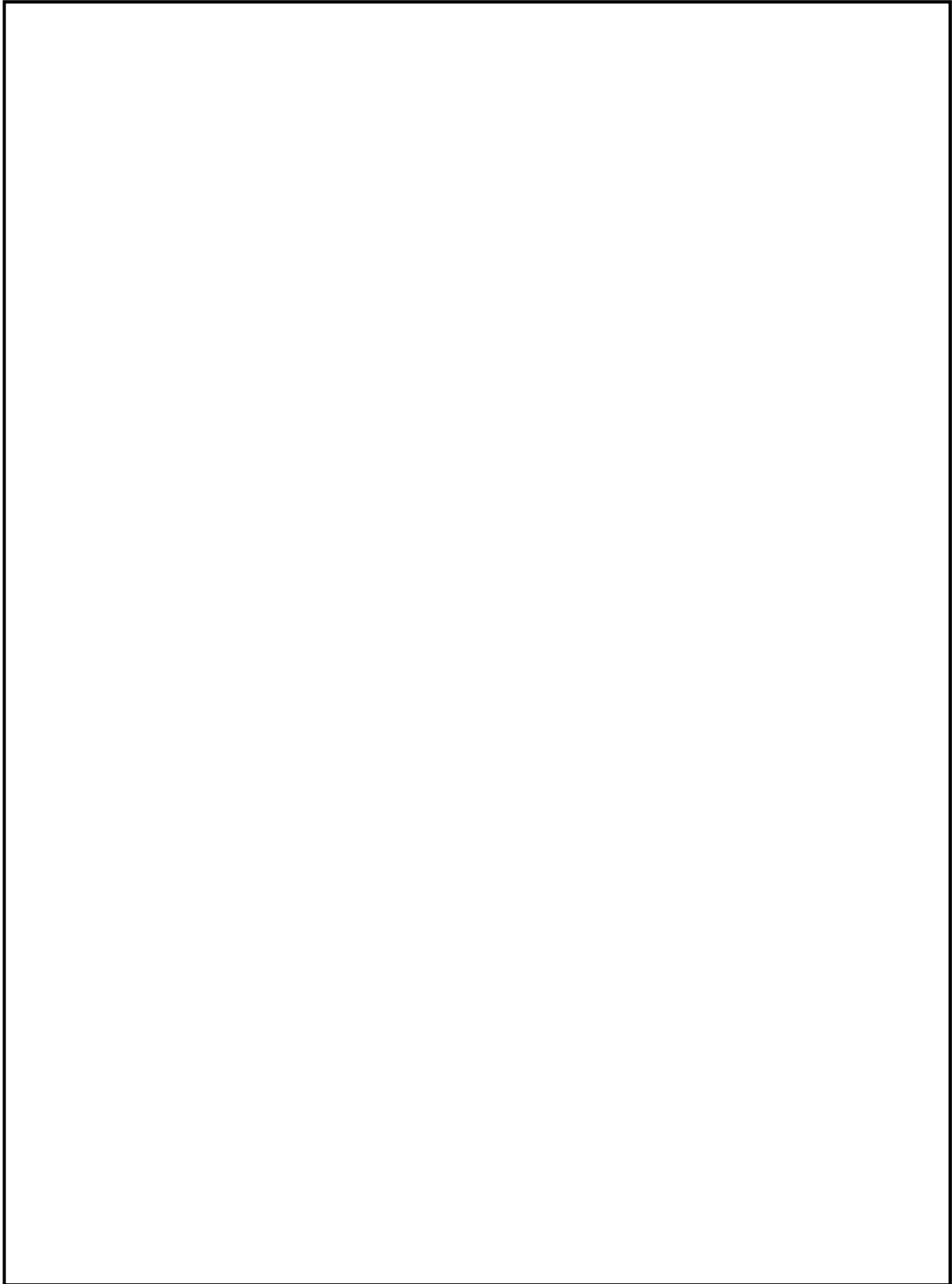
$$\theta = \frac{\text{粒子状成分割合考慮後の CP ソースタームの Co-60}}{\text{粒子状成分割合考慮後の FP ソースタームの Cs-137}} \times \text{実機サンプルデータより測定した} \frac{\text{Cs-137}}{\text{Co-60}}$$

表 22 大飯 1 号炉二次的な汚染の放射性物質組成

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 22 大飯 2 号炉二次的な汚染の放射性物質組成



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 6. 評価対象核種の選択

### 6.1 前項までに設定した評価条件での評価結果

評価対象核種の選択に当たっては、規則 33 核種の放射性物質組成 ( $D_k$ ) を規則別表第 1 第 2 欄の放射能濃度 ( $C_k$ ) で除した値 ( $D_k/C_k$ ) の総和 (以下「 $\Sigma D_k/C_k$ 」という。) を求める。規則 33 核種の  $D_k/C_k$  が大きいものから順に核種  $j$  を追加し、追加した核種の  $D_j/C_j$  の総和が規則 33 核種の総和である  $\Sigma D_k/C_k$  に占める割合が 0.9 以上となることを確認する。評価としては、燃料取替用水タンク取替を実施するまでの最終 3 サイクルを照射時間として設定し、核種組成比の設定については、燃料取替用水タンク取替から評価対象期間まで (2019 年 6 月 1 日及び 2024 年 6 月 1 日) までの減衰効果を考慮して、評価対象核種の選択を実施する。

5.項で算定した放射性物質組成 ( $D_k$ ) 規則別表第 1 第 2 欄の放射能濃度 ( $C_k$ ) で除した値 ( $D_k/C_k$ ) を表 23 及び表 24 に示す。表 23 及び表 24 に示す通り、Co-60 の  $D_k/C_k$  が規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に占める割合が 0.9 以上になると評価されることから、大飯発電所の放射能濃度確認対象物の評価対象核種を Co-60 とした。

### 6.2 粒子状成分割合を とした場合の評価対象核種選択への影響確認結果

放射能濃度確認対象物である燃料取替用水タンクの汚染の形態として選定した二次的な汚染は、1 次冷却材系統の機器や配管、粒子状成分が沈着することにより生じることから、粒子状成分割合を、分析結果等を基にして算定している。ここで、1 次冷却材中に含まれる核種全てが、1 次冷却材系統の機器や配管に沈着すると仮定 (全核種の粒子状成分割合を  と設定) した場合の評価結果を表 25 及び表 26 に示す。表 25 及び表 26 に示す通り、全核種の粒子状成分割合を  とした場合、粒子状成分割合が小さい核種の割合が増加するものの、Co-60 の割合が増加することから、評価対象核種の選定には影響が無いことを確認している。

### 6.3 インコネル 690 の不明元素を 1,000ppm とした場合の評価対象核種選択への影響確認結果

炉内持込金属組成の設定においては、1 次系構成材料である SUS304 とインコネル 690 を設定しており、SUS304 においては不明元素を 1,000ppm と設定しているが、インコネル 690 においては、不明元素は核種組成への影響が小さいことを確認しているため、考慮しないこととしている。評価結果を表 27 及び表 28 に示す。不明元素に 1,000ppm を入力することにより、核種組成比が変更となるものの、表 27 及び表 28 に示す通り、評価対象核種の選定には影響が無いことを確認している。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

#### 6.4 燃料取替用水タンク取替までのサイクル数を照射条件とした場合の評価対象核種選択への影響確認結果

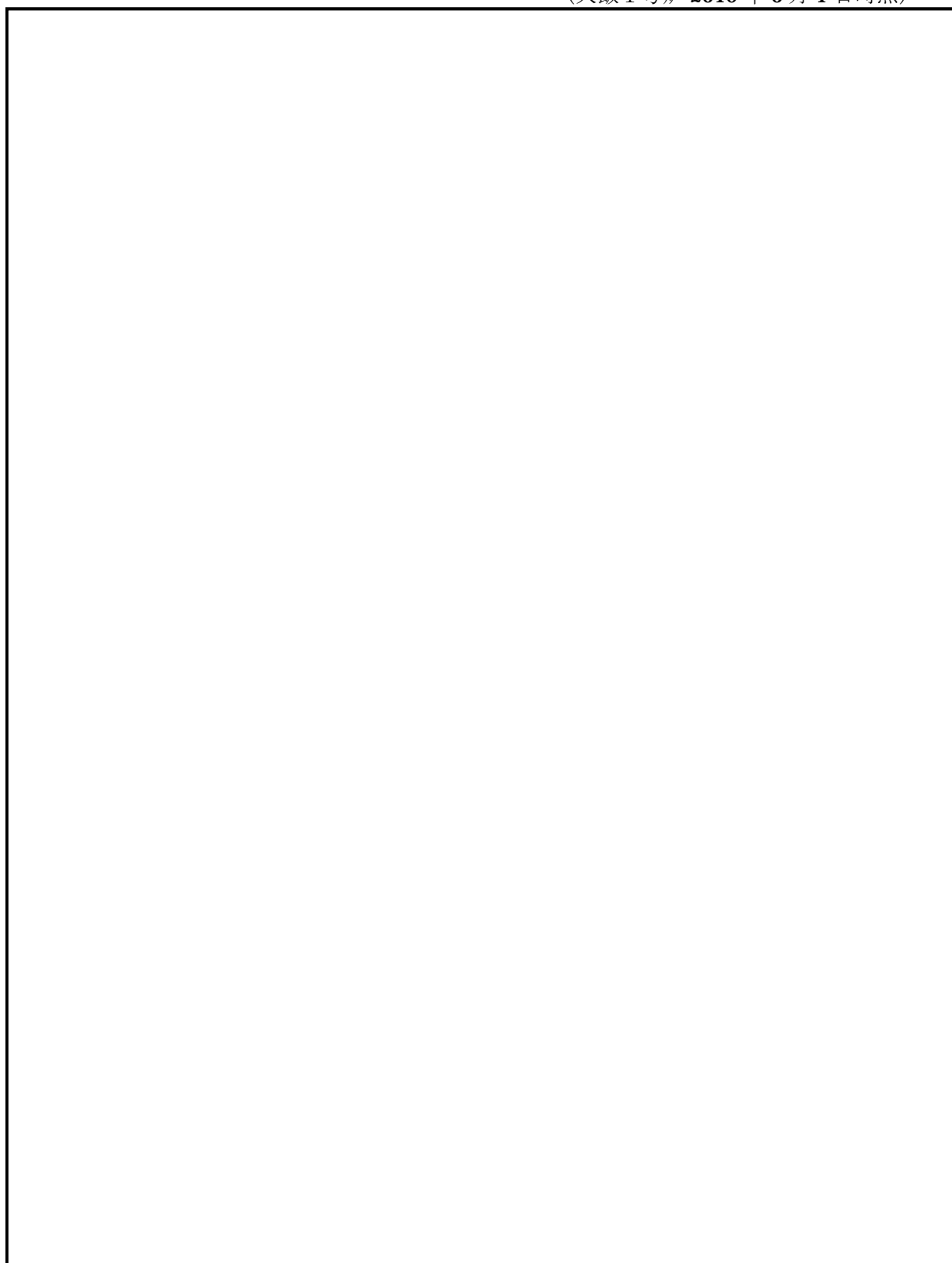
放射化計算コード「**ORIGEN2**」による評価条件のうち、サイクル数については、サイクル数増加に伴い、**Co-60**の放射能濃度は増加することから、幅広く評価対象核種を選定するために、

ここで、評価条件を燃料取替用水タンク取替までの定格負荷相当年数とした場合の評価結果を表 29 及び表 30 に示す。表 29 及び表 30 に示す通り、運転サイクル数を燃料取替用水タンク取替までの定格負荷相当年数とした場合、核種組成比が変更となるものの、評価対象核種の選定には影響が無いことを確認している。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 23 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合(1/2)

(大飯1号炉 2019年6月1日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



表 23 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合(2/2)

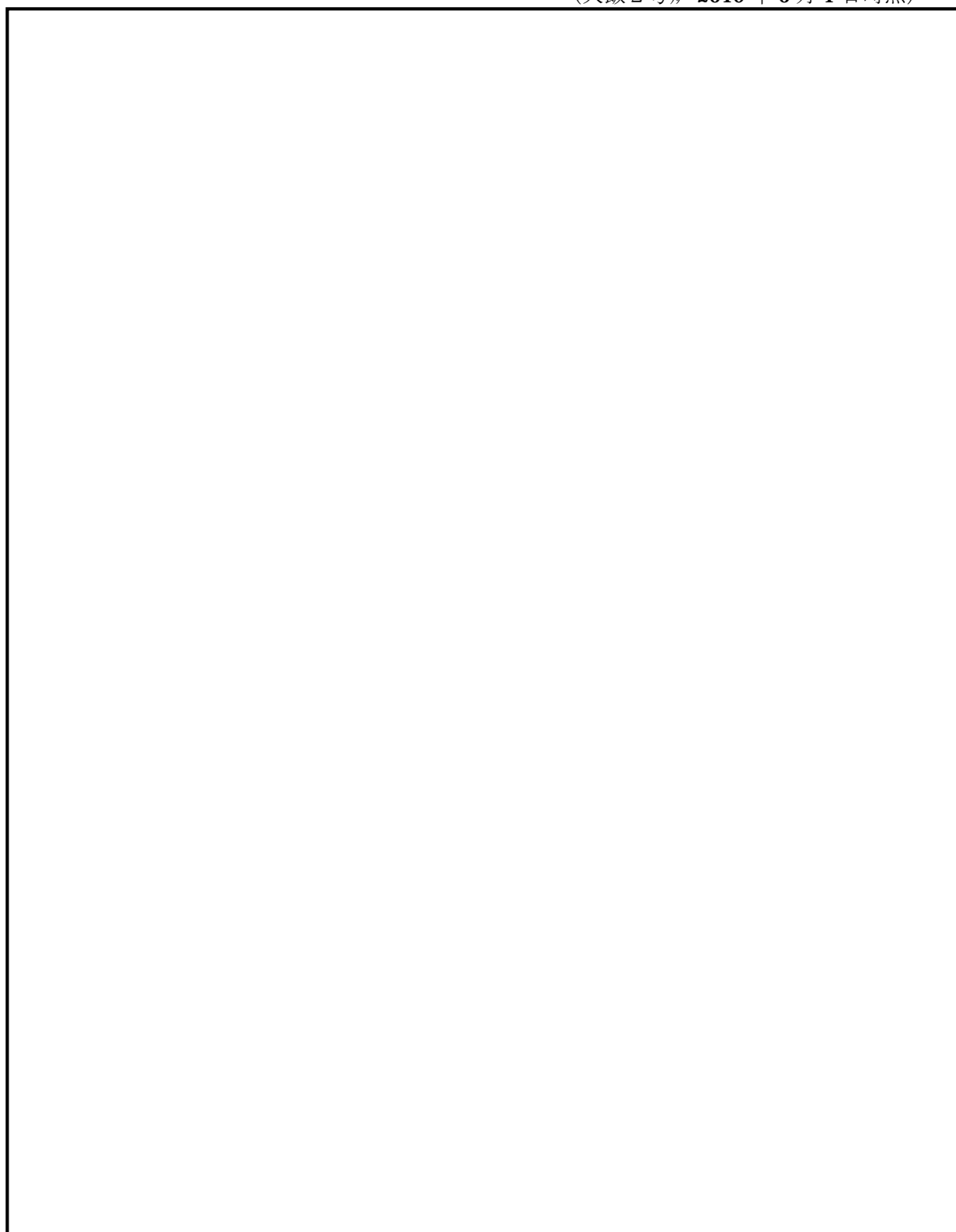
(大飯1号炉 2024年6月1日時点)

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 24 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合(1/2)

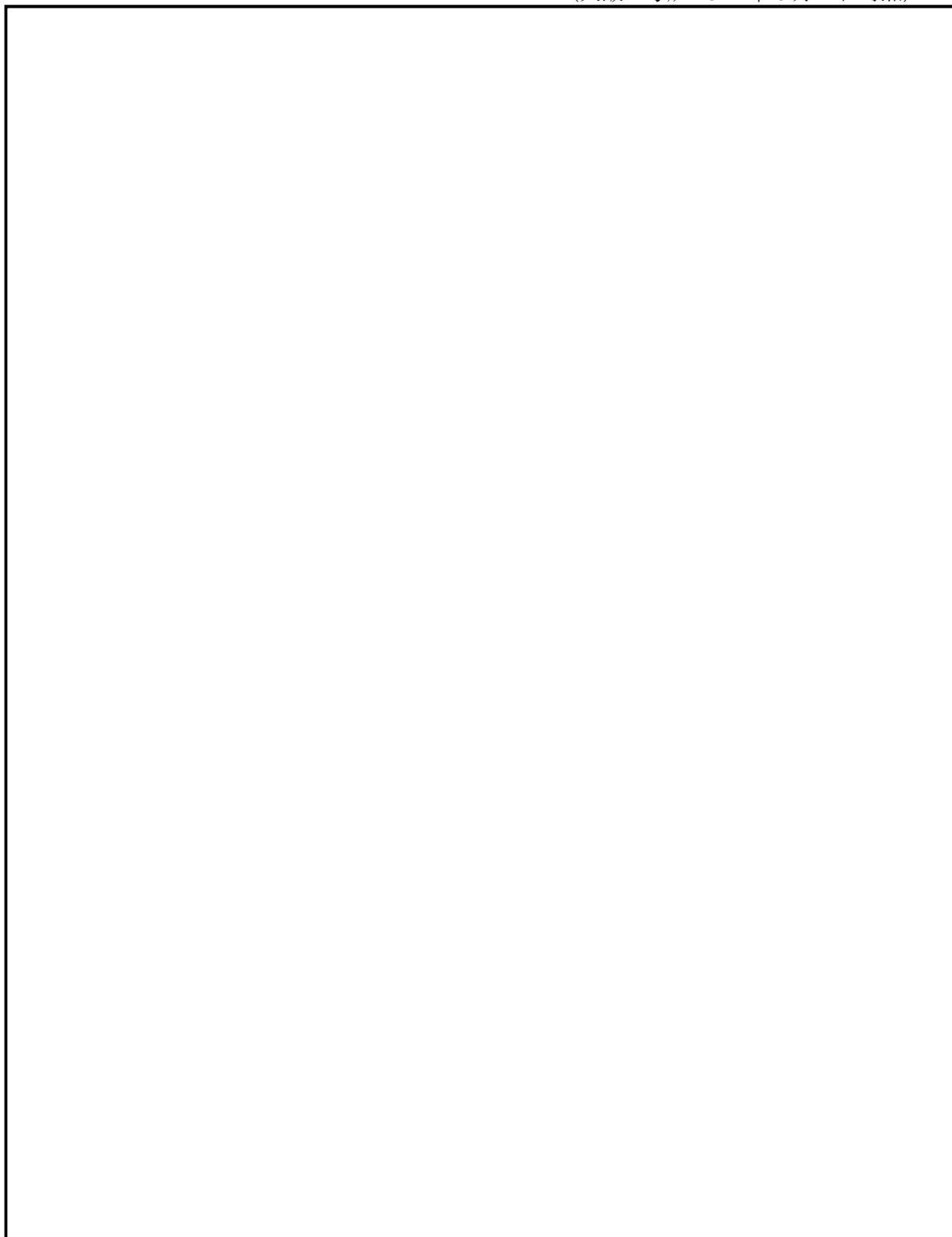
(大飯 2 号炉 2019 年 6 月 1 日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 24 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合(2/2)

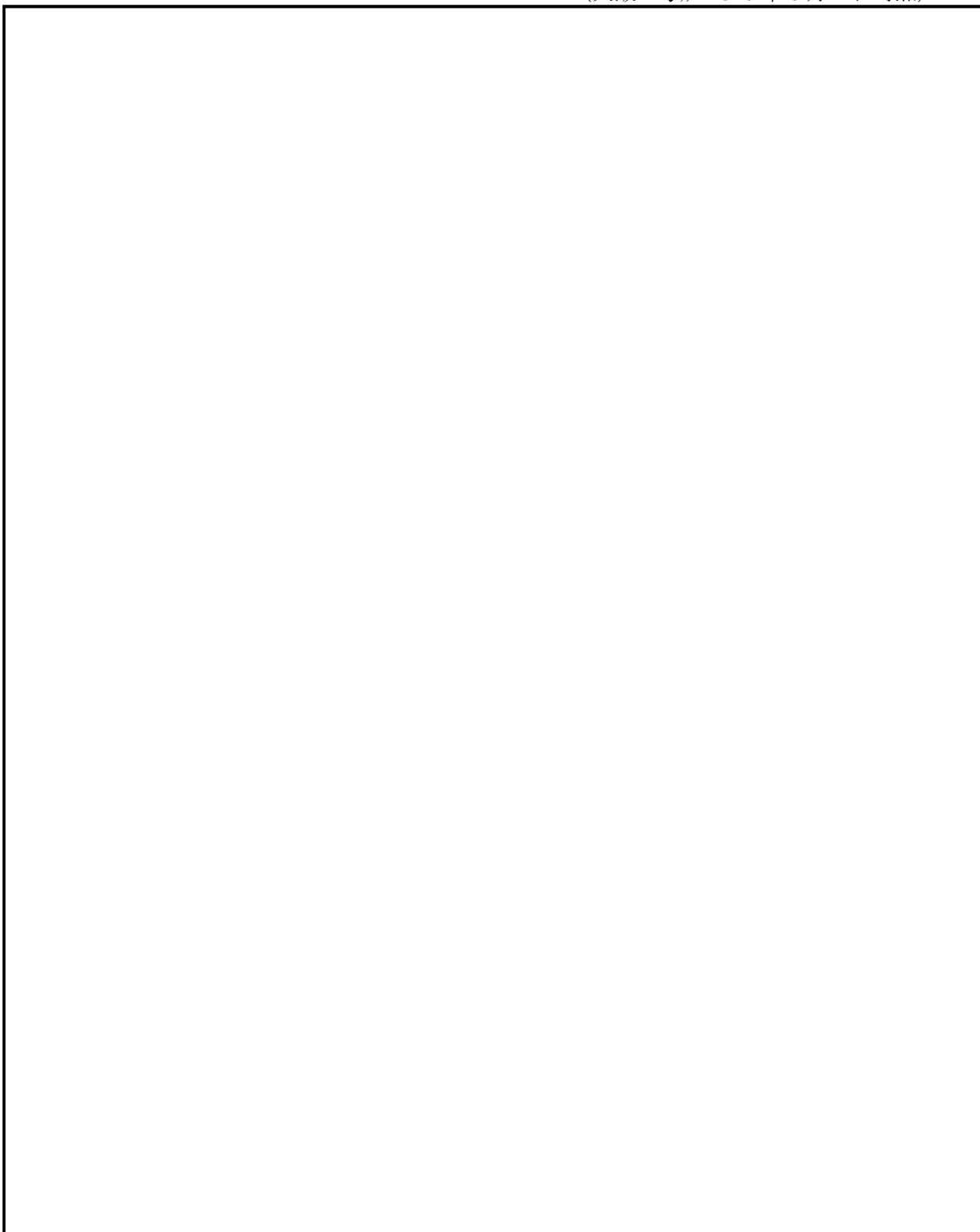
(大飯 2 号炉 2024 年 6 月 1 日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 25 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合比較 (粒子状成分割合の検証)

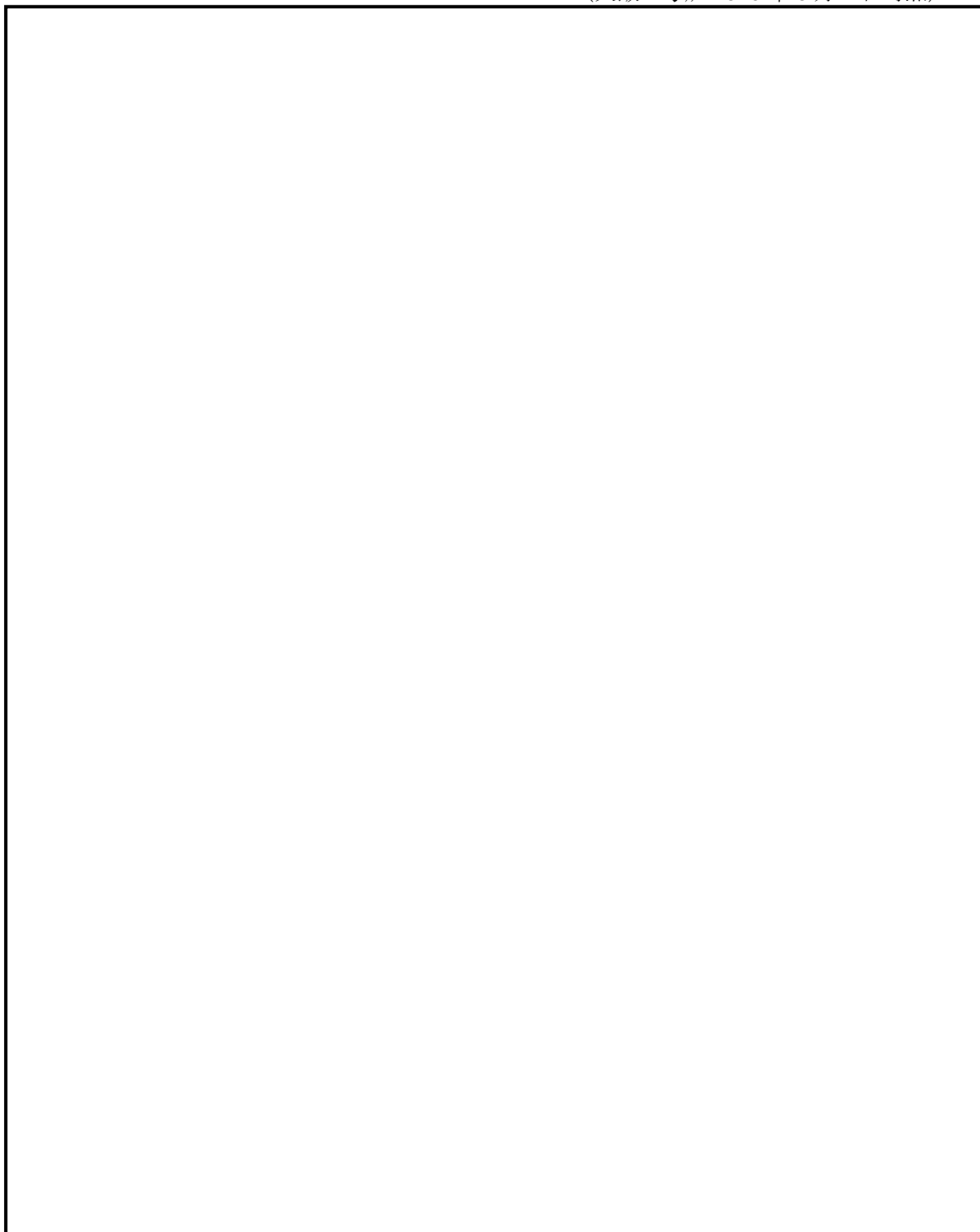
(大飯 1 号炉 2019 年 6 月 1 日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 26 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合比較 (粒子状成分割合の検証)

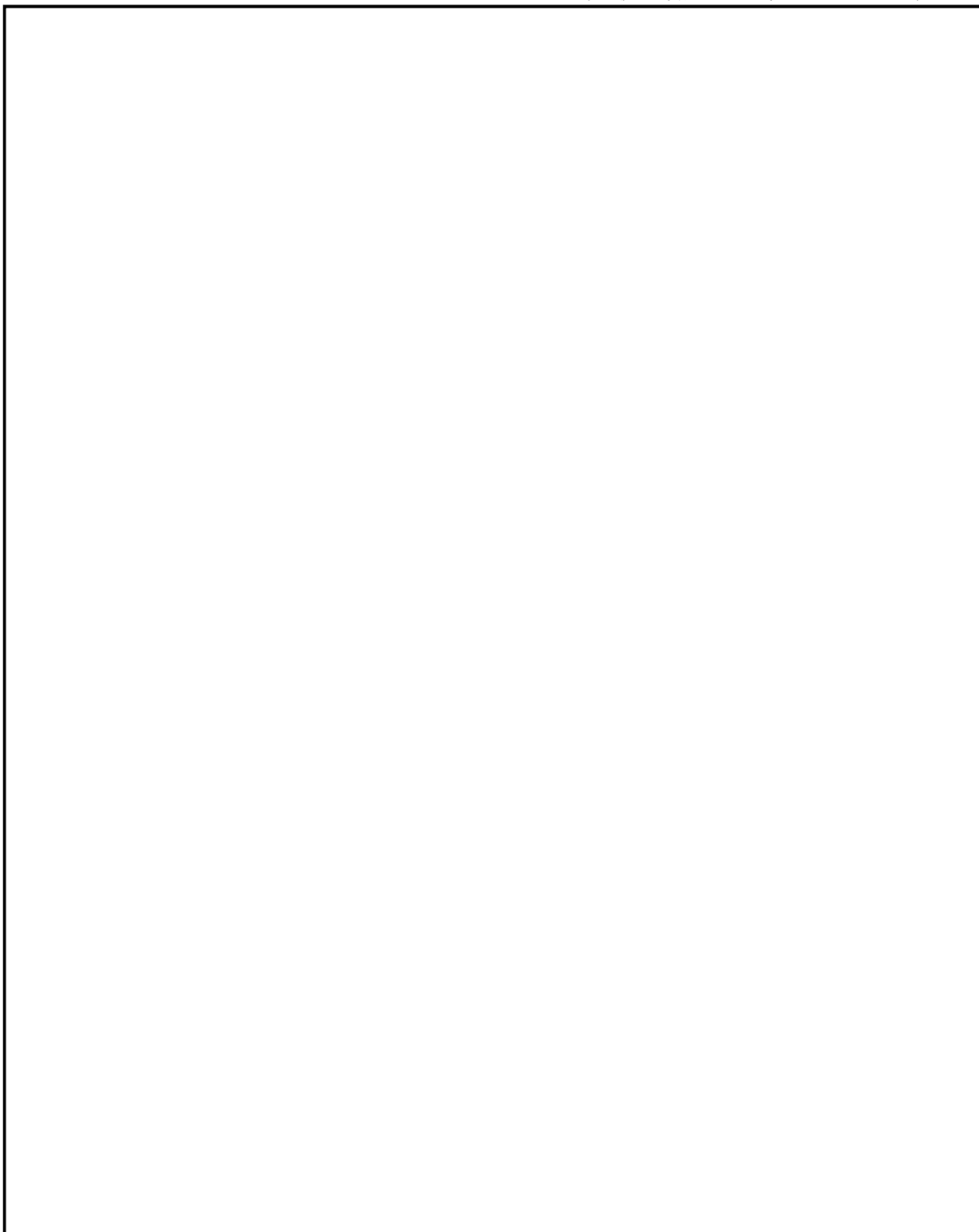
(大飯 2 号炉 2019 年 6 月 1 日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 27 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合比較 (インコネル 690 の検証)

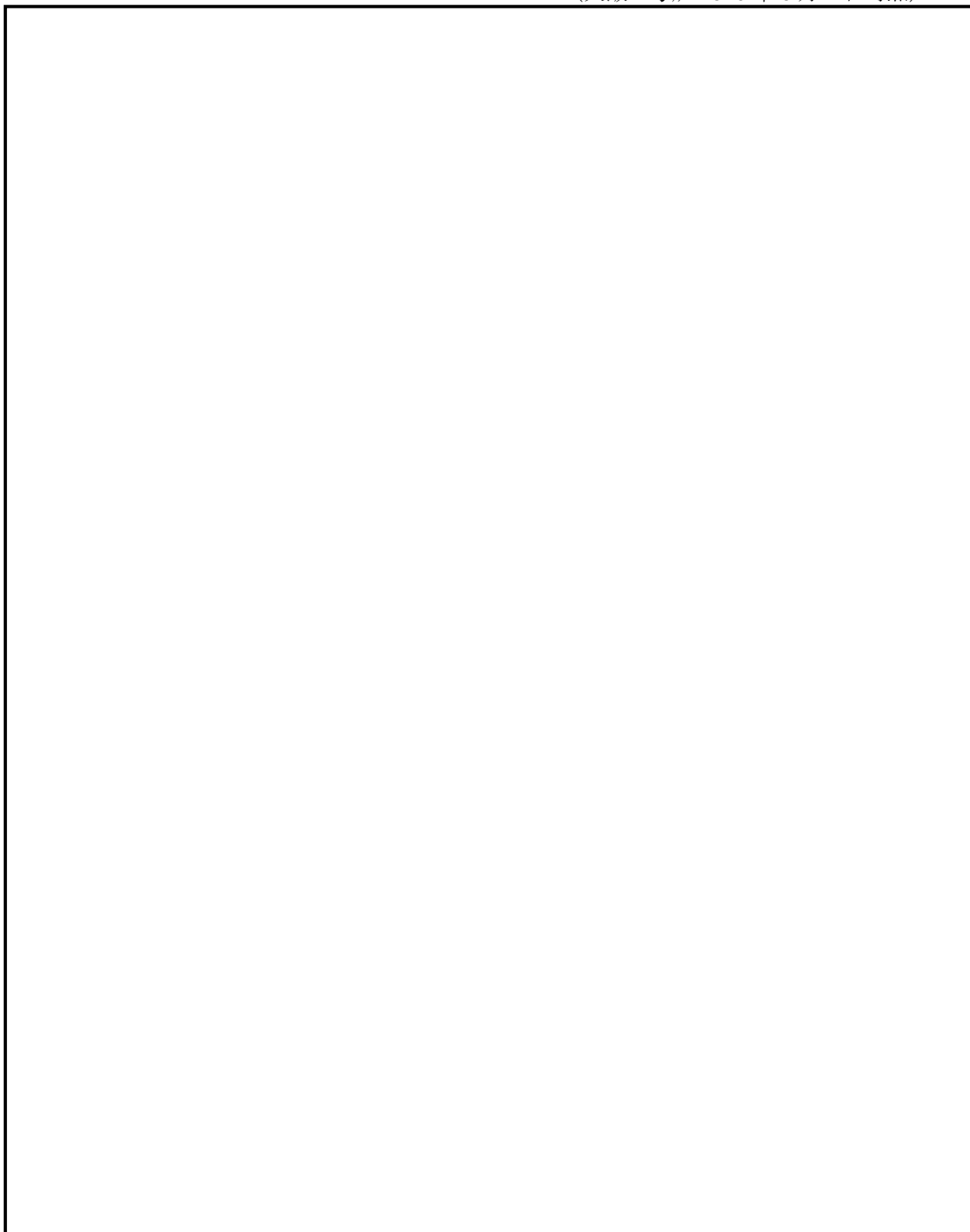
(大飯 1 号炉 2019 年 6 月 1 日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 28 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合比較 (インコネル 690 の検証)


(大飯 2 号炉 2019 年 6 月 1 日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 29 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合比較 (運転サイクル数の検証)

(大飯 1 号炉 2019 年 6 月 1 日時点)

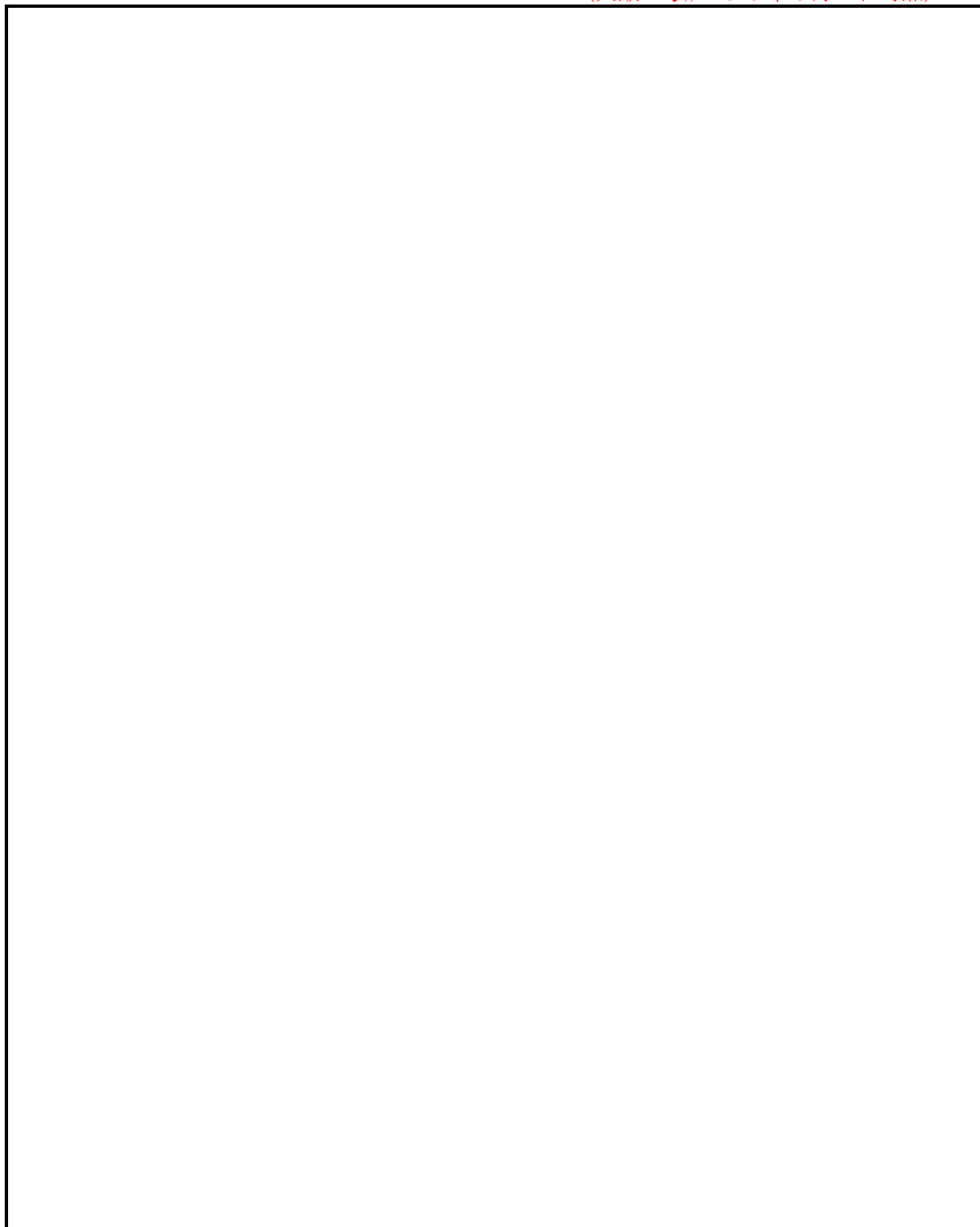


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



表 30 規則 33 核種の  $\Sigma D_k/C_k$  に対する  $D_k/C_k$  の割合比較 (運転サイクル数の検証)

(大飯 2 号炉 2019 年 6 月 1 日時点)



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 7. CI-36 の評価結果

2.1(4)b.(b)項に示す **SUS304** の元素組成設定において、**CI** の設定値と文献値を比較した結果、文献値の方が **CI** の組成が大きいことを確認した。

また、**CI-36** については、原子炉施設の構成材料中に含まれる安定塩素 (**CI-35**) または原子炉冷却材中の不純物安定塩素の放射化 [**CI-35(n,γ)CI-36**] により生成する。大飯 1,2 号炉における冷却材中の安定塩素は **50ppb** 以下に管理していること、及び燃料取替用水タンクと同様の金属廃棄物の **CI-36** 放射能濃度分析結果より、検出限界値未満またはそれと同程度の低い値となっていることから、燃料取替用水タンクにおける **CI-36** による汚染は低いと想定される。表 31 に雑固体廃棄物（金属配管）の **CI-36** 放射能濃度分析結果を示す。

表 31 雑固体廃棄物（金属配管）の **CI-36** 放射能濃度分析結果

プラント		<b>CI-36[Bq/g]</b>	(参考) <b>Co-60[Bq/g]</b>
<b>1</b>	大飯（金属配管）	<b>&lt;1.2E-04</b>	<b>3.6E+03</b>

一方、低レベル放射性廃棄物においては、「日本原燃(株)六ヶ所手低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける低レベル放射性廃棄物の線量評価と今後の対応について」（平成 23 年 8 月 31 日付け 日本原燃株式会社）にて、ピット処分対象廃棄物である、濃縮廃液及び **Co-60** 濃度が高い **PWR** の液体フィルタ（一次冷却材の浄化及び液体廃棄物の処理のために使用されるフィルタ）等に **CI-36** の有意な検出が確認されたことを報告している。また、「日本原燃株式会社六ヶ所低レベル放射性廃棄物に係る塩素 36 の線量評価及び今後の対応について（指示）」（平成 24 年 3 月 30 日付け 経済産業省）により、事業者に対して「全ての **PWR** プラントから発生する液体フィルタの **CI-36** の放射能濃度の分析データを取得し、放射能濃度の評価に用いること」とされている。

そこで、**SUS304** の元素組成設定における **CI** 量の設定値と文献値との違い、及び冷却材中の不純物安定塩素から生成する **CI-36** の評価対象核種選定への影響を検証するために、大飯 1, 2 号炉の実機廃棄物のうち、放射能濃度が特に高い液体フィルタの **CI-36** 放射能濃度分析結果を基に、評価対象核種の選定への影響を検証した。

### 7.1 評価手法

液体フィルタは **PWR** プラントの一次冷却材の浄化及び液体廃棄物の処理のために使用されるフィルタであり、固体状廃棄物の中でも特に放射能濃度が高く、**CI-36** がクラッド状で蓄積するフィルタであると考えられること、及び過去の検討にて有意な **CI-36** が検出されたことから、液体フィルタの測定結果を用いて評価対象核種の選定への影響を確認することとした。液体フィルタの **CI-36** 放射能濃度を表 32 に示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

表 32 液体フィルタにおける Cl-36 放射能濃度測定結果

--

評価対象核種選定に係る評価において、表 32 に示す Cl-36 放射能濃度のうち、最大となる Cl-36 放射能濃度を使用して評価した場合の、 $\Sigma D/C$  への寄与率を下式の通り算出した。算出した結果、 $\Sigma D/C$  への寄与率は 1%未満 (5.8E-03) であった。ここで、「日本原燃(株)六ヶ所手低レベル放射性廃棄物埋設センターにおける低レベル放射性廃棄物の線量評価と今後の対応について」(平成 23 年 8 月 31 日付け 日本原燃株式会社)にて、2号埋設対象廃棄物である固体状廃棄物のうち、大半を占める燃料取替用水タンクのような金属廃棄物では、Cl-36 は検出されなかったと報告されていることから、液体フィルタの Cl-36 放射能濃度を使用した評価は保守的な評価となる。

従って、液体フィルタの Cl-36 放射能濃度を使用して、燃料取替用水タンクにおける評価対象核種の評価を実施しても、評価対象核種の選定に影響は無い。

【算定式】

$$\text{寄与率} = \frac{D_{cl}/C_{cl}}{\Sigma D_k/C_k}$$

$D_{cl}$  : Cl-36 放射能濃度 (Bq/g) (= )

$C_{cl}$  : Cl-36 クリアランスレベル (Bq/g) (=1)

$\Sigma D_k/C_k$  :  $D_k/C_k$  の合計 (  )

## 7.2 大飯 1,2 号炉の濃縮廃液の Cl-36 放射能濃度推移

大飯 1,2 号炉の濃縮廃液(冷却材ドレン水、床ドレン水等を濃縮処理した廃液)中の Cl-36 の放射能濃度推移を図 7 に示す。図 7 に示す通り、濃縮廃液中の Cl-36 放射能濃度はほぼ一定であることから、Cl-36 の放射能濃度が変動することは無い。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

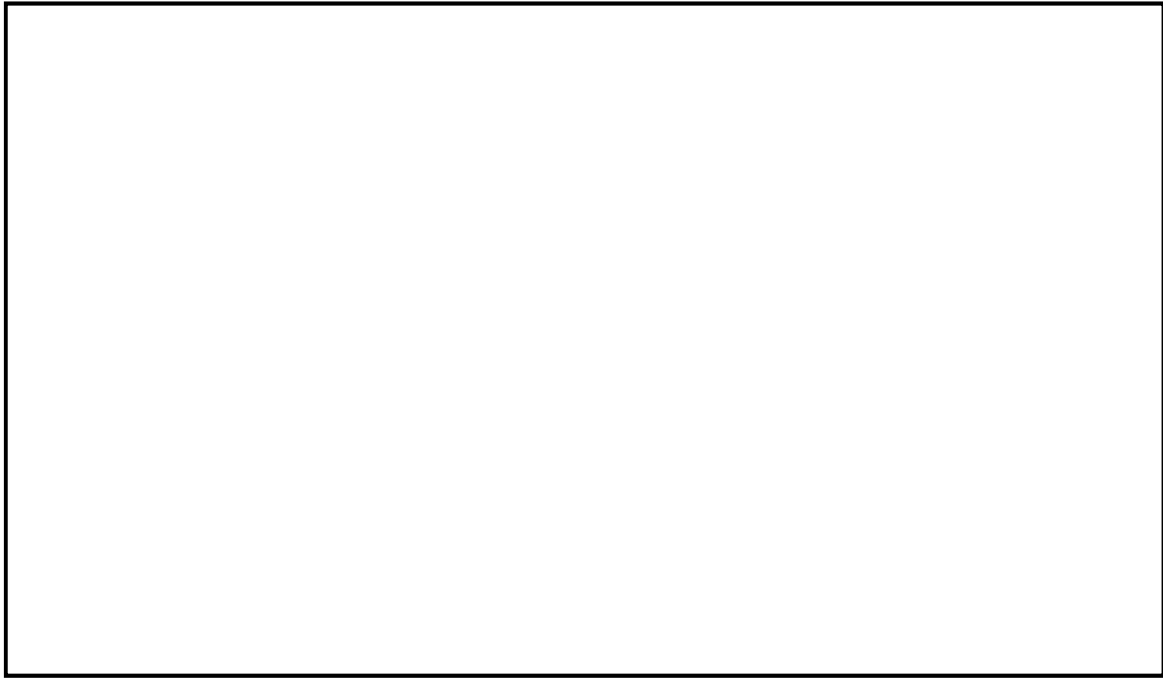


図 7 濃縮廃液中の **Cl-36** 放射能濃度推移

### 7.3 結論

上記の通り、保守的に **Cl-36** の放射能濃度の評価を実施したとしても評価対象核種の選定に影響は無い。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

## 8. H-3 の影響確認結果

H-3 は水として存在するものであり、水中ではイオン化すること、及び取替えた燃料取替用水タンクを解体した金属を雑固体廃棄物として 2005 年より長期間廃棄物庫にて保管されていることから、H-3 は無いものと評価している。ただし、低レベル放射性廃棄物の評価においては、H-3 が検出されており、平均放射能濃度法にて評価されていること、及び雑固体の H-3 濃度は含水率に関するとの知見（平成 10 年度以降に発生する充填固化体に対するスケーリングファクタ等の継続使用について（JNES-SS レポート 2005 年 3 月（独）原子力安全基盤機構）を踏まえ、雑固体廃棄物の H-3 濃度の分析データより、核種選定における H-3 の影響について評価した。

### 8.1 雑固体廃棄物の選定

取替えた燃料取替用水タンクを解体した金属については含水率が小さいことから、大飯発電所 1, 2 号炉で発生した雑固体廃棄物の H-3 濃度分析結果うち、含水率が大きい液体フィルタ及び保温材の分析結果を除く、雑固体（金属）を対象とした。

なお、評価対象には、今回、燃料取替用水タンク取替えた雑固体廃棄物のデータ（除染前）を含む。

### 8.2 雑固体廃棄物の H-3 濃度の評価

選定した雑固体廃棄物の H-3 濃度分析データ 6 点について、  
 雑固体廃棄物の H-3 分析結果を表 33 及び図 8 に示す。

表 33 雑固体廃棄物の H-3 分析データ

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

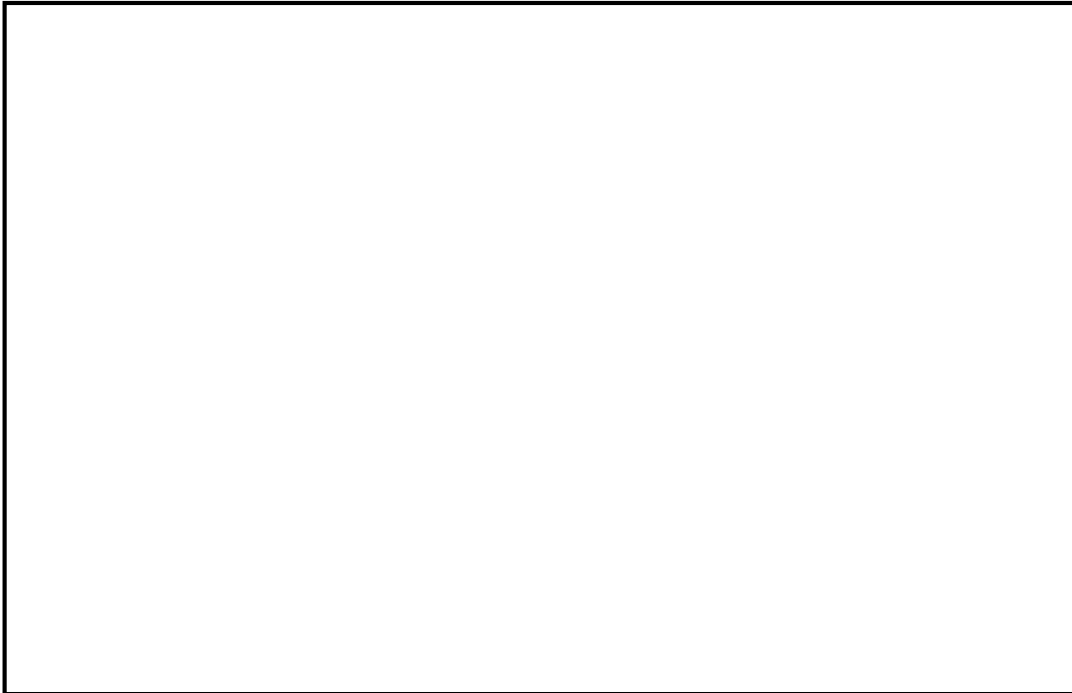


図 8 雑固体廃棄物の H-3 分析データ

### 8.3 $D_k/C_k$ への影響評価

8.2 項で算出した H-3 放射能濃度

ことから、核種選定に影響がないものと評価した。

【算定式】

$$\text{寄与率} = \frac{D_{cl}/C_{cl}}{\sum D_k/C_k}$$

$D_{cl}$  : H-3 放射能濃度 (Bq/g) (= )

$C_{cl}$  : H-3 クリアランスレベル (Bq/g) (=100)

$\sum D_k/C_k$  :  $D_k/C_k$  の合計 (  )

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。