

福島第一原子力発電所 3 号機使用済燃料貯蔵プール  
冷却水が喪失した場合における使用済燃料の健全性及び影響評価補足資料

1. はじめに

当社は「福島第一原子力発電所第 3 号機使用済燃料プールへの鉄骨落下事象について(指示)」(原規防発第 120924001 号 平成 24 年 9 月 26 日)に基づき、平成 24 年 10 月 3 日に「福島第一原子力発電所第 3 号機使用済燃料プールへの鉄骨落下事象について(報告)」(原管発官 24 第 423 号)を提出した。

その後、当社は原子力規制委員会より「福島第一原子力発電所第 3 号機使用済燃料プールへの鉄骨落下事象について(追加指示)」(原規福発第 121010002 号 平成 24 年 10 月 10 日)に基づき、平成 24 年 10 月 19 日に「福島第一原子力発電所第 3 号機使用済燃料プールへの鉄骨落下事象について(追加報告)」(原管発官 24 第 439 号)を提出した。

本資料は、平成 24 年 10 月 19 日に提出した追加報告の「使用済燃料貯蔵プールの冷却水が喪失した場合における使用済燃料の健全性及び影響評価について」を補足するものである。

なお、本資料では、燃料被覆管最高温度を評価した解析コードおよび解析手法、および線量率を評価した評価手法について説明する。

2. 燃料被覆管最高温度の評価について

2.1 解析モデルの選定について

使用済燃料貯蔵プールの冷却水が喪失した場合における使用済燃料の健全性を評価するためには、以下に示す条件を満足しているコードを使用することが適切と考えている。

- ・ 熱伝導、熱伝達、熱輻射等の伝熱をモデル化していること
- ・ 蒸気条件、空気条件で解析ができること
- ・ 水ジルコニウム反応、空気によるジルコニウム酸化反応を扱えること
- ・ 過渡状態(時間変化)の推移を評価可能なこと
- ・ 使用済燃料貯蔵プールに貯蔵している燃料を取り扱えること

MAAP コードおよび MELCOR コードは、使用済燃料貯蔵プールを評価するためのモジュールが組み込んであり、上述の条件を満足している。一方で、シビアアクシデント解析では規制側が MELCOR コードを使用し、事業者は積極的に MAAP コードを使用するものとして整備を進めていること、および、今回の指示事項は短期間で対応する必要があり MELCOR コードは MAAP コードより 1 ケース当たりの評価時間が長いことから、当社が使用可能なコードの中で、使用済燃料プールの冷却水喪失評価に使用した経験がある MAAP コードが最適と考え、採用した。MAAP コードの特徴を添付資料-1 に示す。

なお、使用済燃料貯蔵プールの燃料の冷却状態を詳細に評価するコードとしては、STAR-CMM+等の CFD コードが存在する。しかしながら、CFD コードは、燃料の輻射、ジルコニウム酸化反応をモデル化していないこと、および、定常状態の 1 ケースを評価するために 1 週間以上要しパラメータサーベイに不適であること、過渡状態である冷却水喪失後の燃料温度の推移を評価することが困難であることから、今回の評価を行うコードとして不適と判断して

いる。その他、燃料の冷却状態を評価可能なコードが存在すると思われるが、空気冷却モデルが存在しない、ジルカロイの酸化反応をモデル化していない等が想定されたことから、MAAP コードを採用した。

## 2.2 主な解析モデル

3号機の原子炉建屋の最上階は、環境と大気の循環が行われていることから、図1に示すとおり、原子炉建屋から使用済燃料プールに流れ込んだ大気が使用済燃料を通して原子炉建屋に戻る流れ、および、原子炉建屋と環境間の流れにより大気が循環するモデルとしている。

使用済燃料貯蔵プール内は、大気が流れる空間部と崩壊熱が発生する使用済燃料チャンネルでモデル化しており、燃料集合体下部が水に浸かっていない状態であれば、大気の密度の差によって、自然循環が発生し、使用済燃料チャンネル(使用済燃料集合体)下部から流れ込んだ大気による自然対流熱伝達(1次元)、および輻射により温度を計算するモデルとなっている。

使用済燃料チャンネルは、プール内に配置されている1~60体の使用済燃料集合体を1チャンネルとしてグループ化し、図2に示すとおり、20チャンネルに設定している。使用済燃料チャンネルに設定している燃料は、3号機使用済燃料貯蔵プール内の実際の使用済燃料の配置を模擬するように、添付資料-2に示す燃料体数及び崩壊熱を模擬している。

1~60体の使用済燃料で構成されている使用済燃料チャンネルは、図3に示すとおり、軸方向に非燃料領域上下1ノードと燃料領域30ノードに分けて、設定している。使用済燃料チャンネルの各ノードは、図4に示すとおり、燃料棒、ウォータロッド、燃料被覆管、チャンネルボックス、使用済燃料ラック、冷却材を含む、6つの要素でモデル化している。各ノードの各構成要素の重量は、各チャンネルの燃料集合体数から算出しており、各ノードの温度は、構成要素毎に計算している。各ノードの燃料の崩壊熱は、添付資料-2に示す各チャンネルのノード平均値に軸方向出力分布比(最大1.3)をかけている。

解析に使用した主な入力条件を添付資料-3に、温度計算手法の概要を添付資料-4に示す。

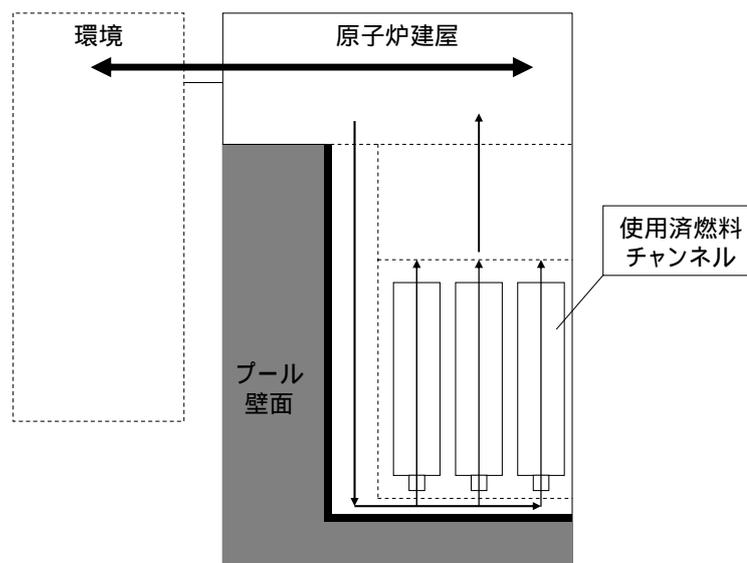


図1 使用済燃料貯蔵プール，原子炉建屋および環境との空気の循環

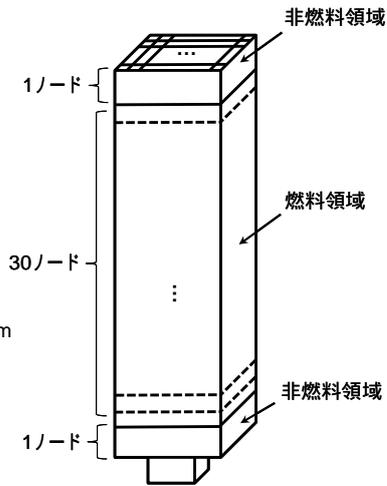
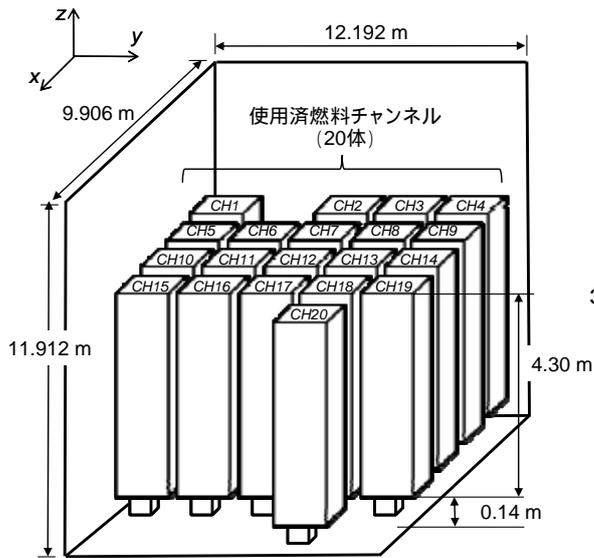


図2 使用済燃料貯蔵プール内のモデル化 図3 使用済燃料チャンネルのモデル

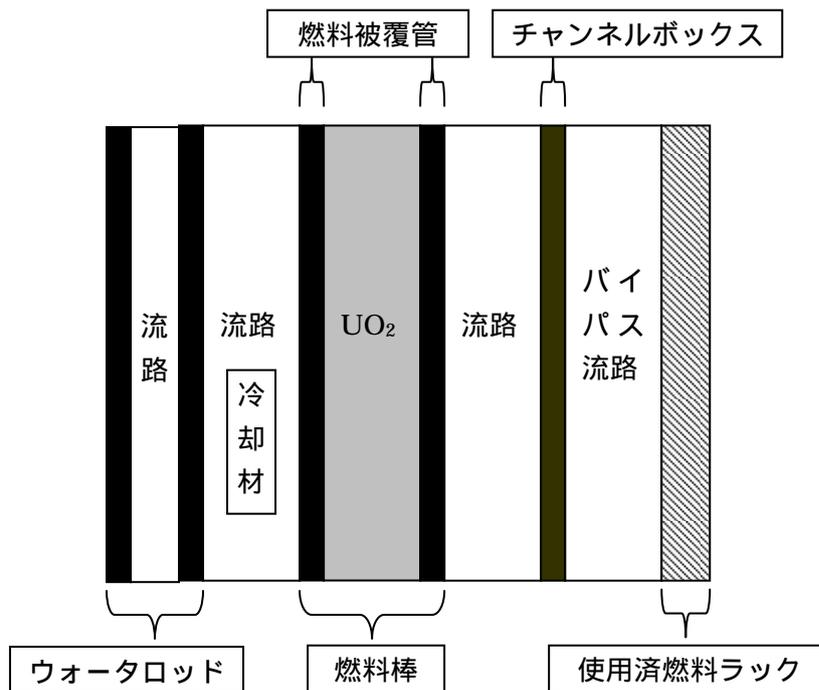


図4 使用済燃料チャンネル内の構成

### 2.3 評価結果について

図5に評価結果を示す。

燃料集合体の上部にがれき等が無く流路閉塞が無い冷却流量100%の場合には、空気により燃料集合体が十分冷却されるため、燃料被覆管の最高温度は200程度にとどまる計算結果となった。

燃料集合体内の摩擦損失係数を大きくすることにより、燃料集合体内を流れる空気の流量

(以下、冷却流量)が減少すると被覆管温度は上昇し、冷却流量が流路閉塞なしの場合の約10%の場合には、燃料被覆管の最高温度は700 程度となった。

燃料集合体内の摩擦損失係数を非常に大きくすることにより冷却流量が極小となる状態を模擬した場合(以下、冷却流量が極小の場合)には、燃料被覆管の酸化反応が加速する温度に至り、燃料被覆管温度が急上昇する結果となった。

また、燃料被覆管の酸化反応加速による燃料被覆管温度の急上昇が始まるまでの時間は、冷却流量が極小の場合において2日程度となった。ただし、電動ポンプ、消防車、コンクリートポンプ車等による、使用済燃料貯蔵プールへの注水作業は約1~6時間で着手可能であり、十分に時間的な余裕がある。

なお、解析の初期状態の設定方法とその妥当性・保守性については、添付資料-5 に示す。また、冷却流量の与え方については、添付資料-6 に示す。

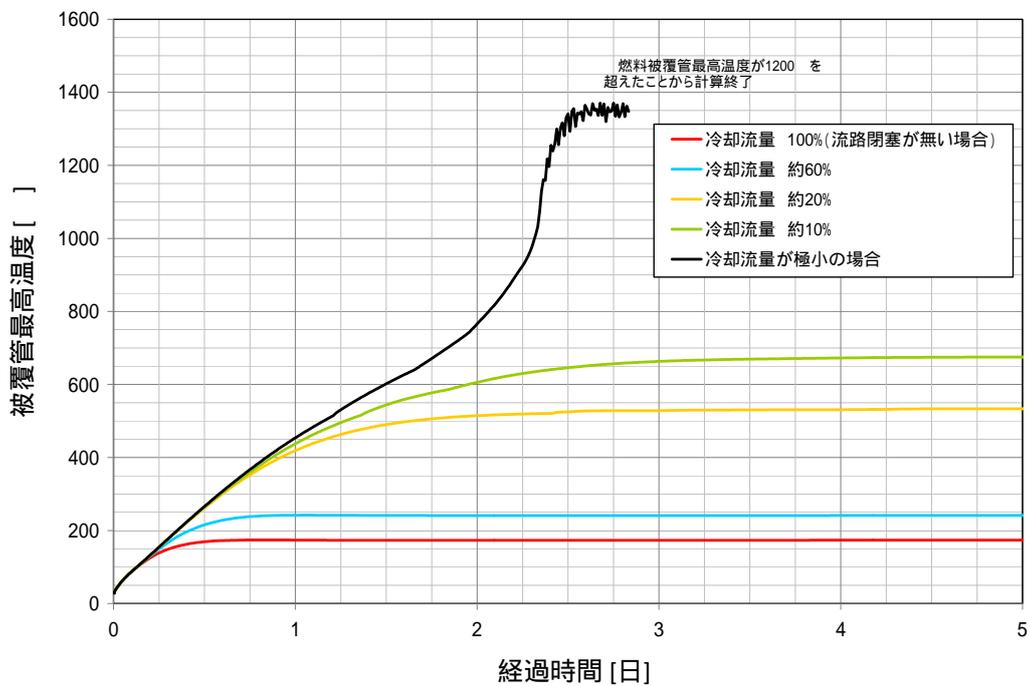


図5 燃料被覆管最高温度の推移

### 3. パラメータサーベイについて

2.3 の評価結果は、がれきによる冷却流路の閉塞を模擬している以外、最適な状態を仮定していることから、解析モデルの不確定性を確認するため、入力パラメータを振り、評価結果に与える影響を確認した。

#### 3.1 使用済燃料チャンネル出力について

2.2 に述べたように、使用済燃料チャンネル内の燃料集合体はグループ化され、平均化処理がなされていることから、燃料チャンネルのピーク出力は実際よりも低くモデル化され、非保守側の設定となる可能性がある。そこで、出力が高い燃料が存在する場合の影響を確認するため、使用済燃料チャンネルの燃料集合体 1 体あたりの出力が大きい CH19 の出力を約 1.3 倍にした評価を実施した。

図 6 に示すとおり、冷却流量 100% (流路閉塞が無い場合) としている基準ケースの CH19 の出力を約 1.3 倍にした場合では、燃料被覆管最高温度は 50 程度の温度上昇にとどまっている。一方、冷却流量が極小の場合は、燃料被覆管最高温度が 800 に到達する時間が、2 日から 1.3 日程度に短くなる。

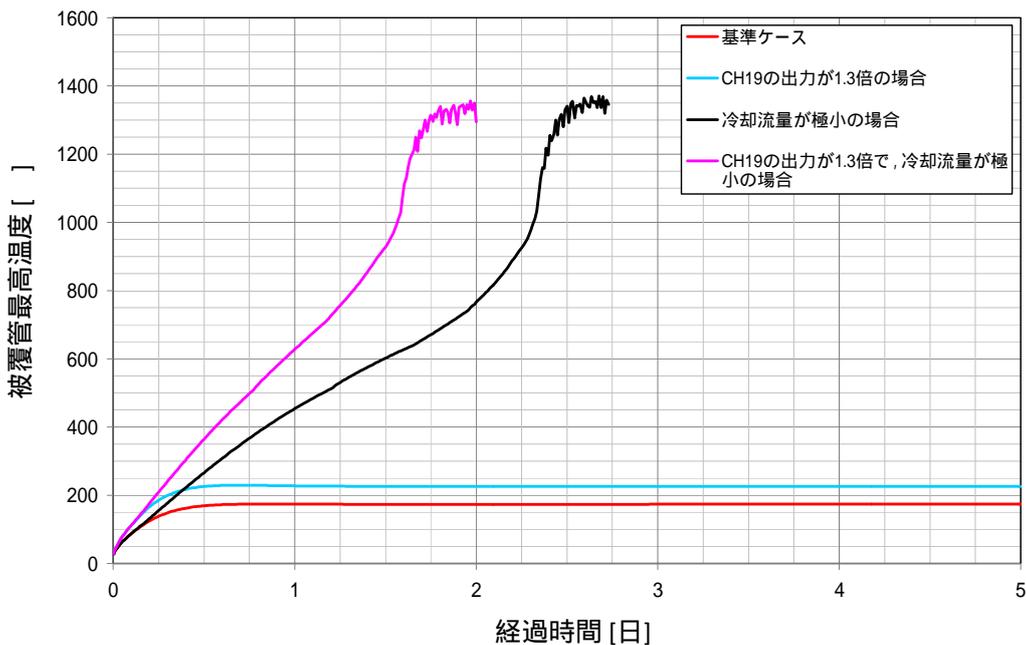


図 6 CH19 の出力を約 1.3 倍にした場合の評価結果

### 3.2 輻射について

燃料被覆管最高温度が上昇すると、輻射の熱伝達が大きくなっていることを確認するため、射出率を極小にすることにより輻射熱伝達を極小した場合の評価を実施した。

図 7 に示すとおり、輻射熱伝達を極小にしたことによる燃料被覆最高温度への影響は、冷却流量 100%の場合、ほとんど無い。一方、冷却流量および輻射熱伝達が極小の場合、燃料被覆管最高温度 800 への到達は、約 2 日から、約 1.5 日に短くなる。

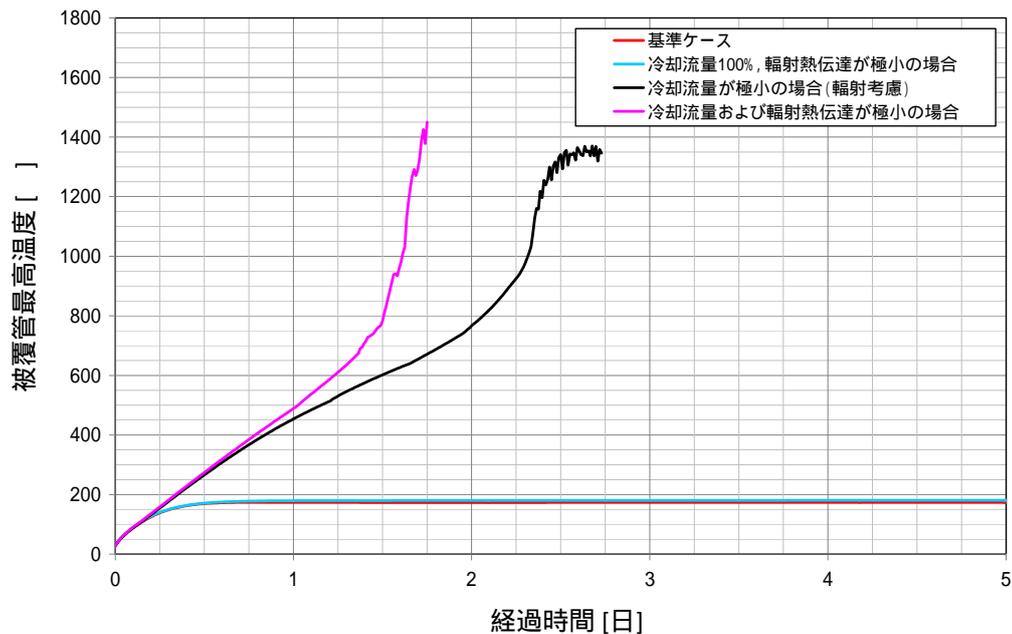


図 7 輻射熱伝達が極小の場合の評価結果

### 3.3 使用済燃料チャンネル間の影響について

使用済燃料チャンネルの配置の違いや、輻射による影響の違いを確認するため、隣接する使用済燃料チャンネルへの輻射熱伝達に影響を及ぼす形態係数を 2 倍に変化させた評価を実施した。

図 8 に示すとおり、冷却流量が極小の場合では、燃料被覆管最高温度 800 への到達時間が約 2 日から、約 1.8 日に減少している。

形態係数とは、一方の面から射出される熱輻射のうち、他面に到達するものの割合を示す係数。一方の面から射出される熱輻射は同じであるため、他面から到達する熱輻射の割合が増えれば、燃料被覆管最高温度が上昇することになる。

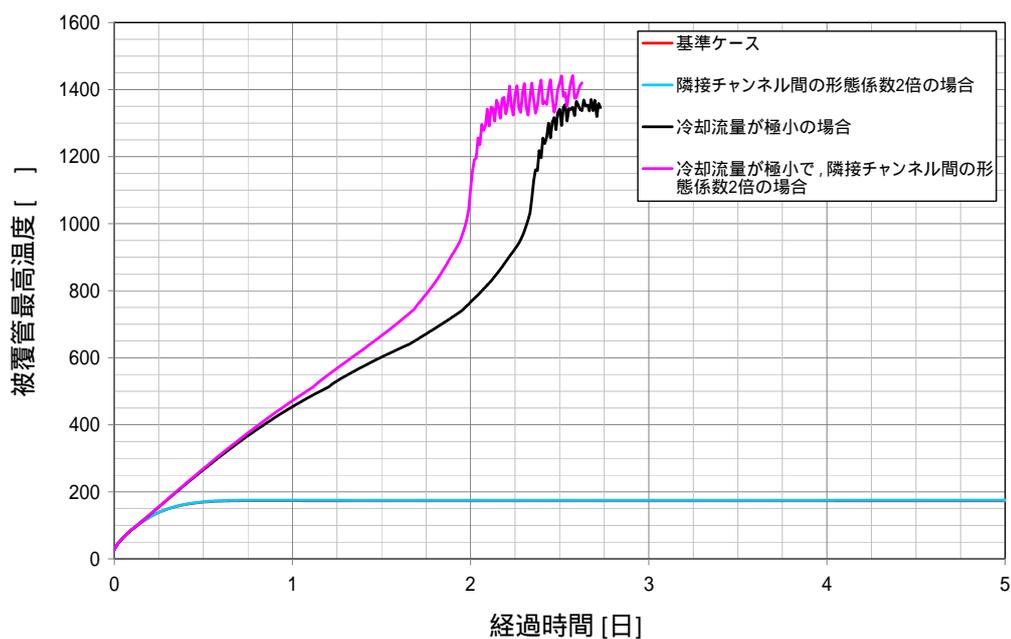


図 8 隣接チャンネル間の形態係数を 2 倍にした場合の評価結果

### 3.4 使用済燃料チャンネルと使用済燃料貯蔵プール壁面との距離の影響について

使用済燃料チャンネルと使用済燃料貯蔵プール壁面間の距離を小さくすると、流路面積が小さくなることにより冷却流量が減少し、燃料被覆管最高温度が上昇することを想定したが、3号機の使用済燃料貯蔵プール内に貯蔵されている燃料体数が 514 体と小さく、自然循環の総流量が小さいことから、図 9 に示すとおり、影響が現れない結果となった。

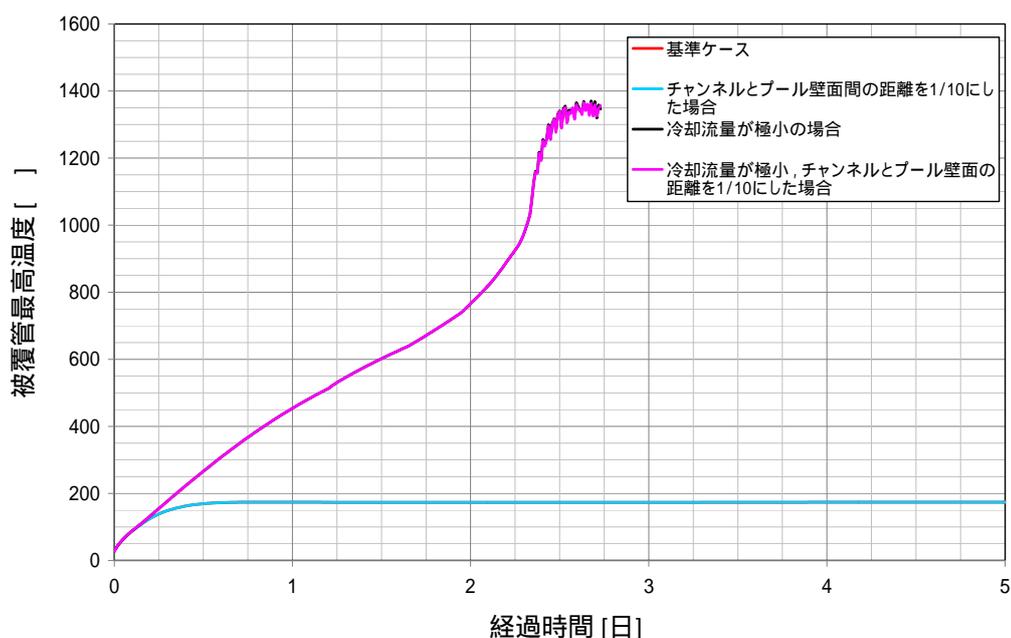


図 9 使用済燃料チャンネルとプール壁面間の距離を 10 分の 1 にした場合の評価結果

### 3.5 評価手法で想定される最も厳しい条件について

これまで実施したパラメータサーベイの結果から、今回の評価手法で想定される最も厳しい条件である、使用済燃料チャンネルの CH19 の出力を 1.3 倍、輻射熱伝達を極小にした評価を実施した。

図 10 に示すとおり、使用済燃料チャンネルの CH19 の出力を約 1.3 倍、冷却流量および輻射熱伝達を極小にした解析においては、燃料被覆管最高温度約 800 への到達時間が約 2 日から約 1 日に減少している。

なお、ここでは、ジルコニウム酸化モデルの影響を確認するため、ジルコニウムの酸化が発生しないモデルでの評価も実施した。使用済燃料チャンネルの CH19 の出力を約 1.3 倍、冷却流量および輻射熱伝達を極小にした解析においては、ジルコニウムの空気中での酸化の有無にかかわらず燃料被覆管最高温度約 600 まで温度上昇率は同等となること、およびジルコニウムの酸化が発生しない場合でも 2 日程度で燃料被覆管最高温度 1200 を越えることを確認した。

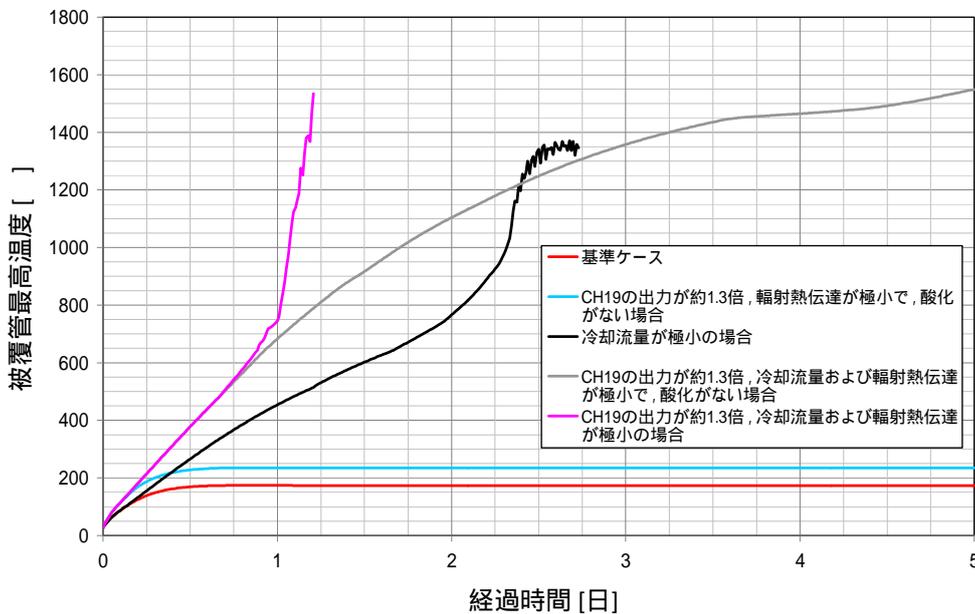


図 10 CH19 の出力を約 1.3 倍、輻射が極小の場合の評価結果

### 3.6 まとめ

今回実施したパラメータサーベイにより、入力条件、解析モデルの不確実性から考慮すべき最も厳しい条件での評価においても、被覆管最高温度が 800 を越えるまでの時間が 1 日程度となることを確認した。ただし、電動ポンプ、消防車、コンクリートポンプ車等による使用済燃料貯蔵プールへの注水作業は約 1～6 時間で着手可能であることから、十分に時間的な余裕がある。

## 4 線量率評価について

### 4.1 概要

福島第一3号機の使用済燃料プール内の冷却水が喪失した場合には、消防車やコンクリートポンプ車による給水を継続することになる。

冷却水が喪失した場合には使用済燃料集合体が露出し、スカイシャイン等により周辺の線量率が上昇することから、建屋周辺の線量率が作業可能であるか否か、また、敷地境界付近の線量率が周辺公衆に与える影響が過大なものでないか検討した。

なお、3号機使用済燃料プールの冷却水が喪失する事象は考えにくいことから、概略を把握するための簡易評価とした。

### 4.2 評価方法及び評価結果

福島第一4号機使用済燃料プールの冷却水が喪失した場合の建屋周辺の線量率はMCNPにより評価している。燃料の冷却がある程度進んでいれば、放射線の線源は中、長半減期の核種が支配的となり、放射能は崩壊熱にほぼ比例する。このため、4号機の線量率評価時の崩壊熱及び3号機の評価時の崩壊熱から、3号機の線量率を比例計算により評価した。

#### 4.2.1 評価方法

- 4号機からの線量率はMCNPで評価(評価体系を図11に示す)
- 3号機からの線量率 = 4号機からの線量率 × (3号SFP燃料の崩壊熱 ÷ 4号SFP燃料の崩壊熱)
- 3号SFP燃料、4号SFP燃料の崩壊熱はORIGENにより評価

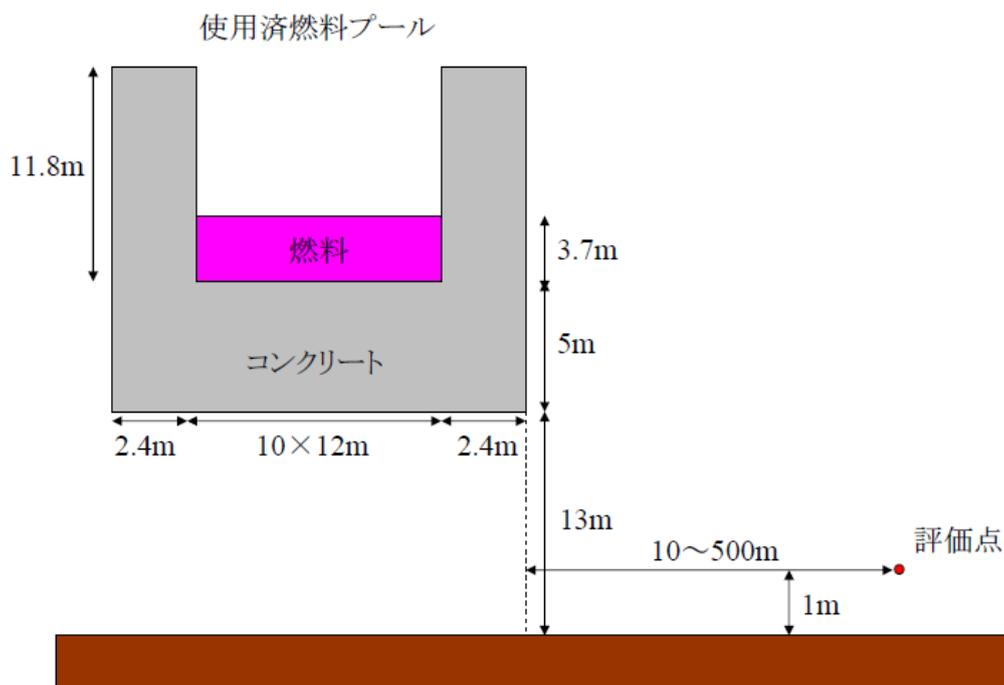


図11 4号機使用済燃料プールの冷却水が喪失した場合の線量率評価体系

#### 4.2.2 評価結果

	評価時点	崩壊熱	原子炉建屋からの距離とスカイシャイン線量率(地上 1m)				
			10m	20m	200m	500m	1000m
4号機	H24.6.1	0.82MW	6mSv/h	6mSv/h	0.6mSv/h	0.01mSv/h	$5 \times 10^{-5}$ mSv/h
3号機	H24.10.19	0.27MW	2mSv/h	2mSv/h	0.2mSv/h	0.003mSv/h	$2 \times 10^{-5}$ mSv/h

3号機から敷地境界までの距離は約 900m

#### 4.3 まとめ

3号機使用済燃料プール冷却水が喪失した場合の3号機からの線量率は、3号原子炉建屋近傍で 2mSv/h 程度であり、注水作業を実施することは可能である。また、敷地境界付近の線量率は 0.003mSv/h 未満であり、周辺公衆に過大な被ばくリスクを与えることはない。

以上

## MAAP コードの特徴

MAAP コードは、簡略化した形状や相関式等を使用する解析モデルに基づく“一点集中定数型近似モデル”に分類されるコードである。コード内では解析対象とする領域を“ボリューム”と呼ばれる体積要素に分割し、それらを“ジャンクション”と呼ばれる接合部で結合することで、質量及びエネルギー保存則に基づき領域内の熱流動を評価する。なお、運動量保存則に基づく、熱流動計算は行っていない。

表 1 に MAAP コードのモデル概要、表 2 に解析モデル設定の概要を示す。

表 1 MAAP コードのモデル概要

項目	MAAP モデル
体系のモデル化	ボリューム-ジャンクションでモデル化、使用済燃料貯蔵プールのラック内の燃料をノード分割(軸方向:32 ノード/径方向:20 チャンネル)
熱流動モデル	均質流モデル、ドリフトフラックスモデル、自然循環、蒸発/凝縮、フラッシング、臨界流モデル、気液対向流等
伝熱モデル	崩壊熱、燃料棒熱伝導、ヒートスラブ熱伝導、デブリ熱伝導、冷却材熱伝達、燃料-構造物間の熱輻射、溶融デブリ内の自然対流熱伝達、粒子状デブリからの熱伝達等
燃料モデル	燃料ヒートアップ、水-金属反応(発熱、水素発生)、空気-金属反応(発熱)、燃料損傷、リロケーション等

表 2 MAAP コード解析モデル設定の概要

項目	解析モデル設定等
金属-水反応	Zr 酸化: Cathcart モデルおよび Baker-Just モデル SUS 酸化: White's parabolic equation モデルもしくは ANL モデル
金属-空気反応	Zr 酸化物層の成長率を NUREG-2 相関式により評価
燃料溶融	溶融物落下条件: 構成物質の各融点あるいは混合物質の平均溶融温度 共晶反応モデル: $\text{UO}_2\text{-Zr(O)}$ , $\text{SUS-Zr}$ 溶融温度: <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 被覆管(ジルカロイ): 2125 [K]</li> <li>・ 二酸化ウラン: 3113 [K]</li> <li>・ SUS 構造物: 1700 [K]</li> </ul>
崩壊熱	燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 の崩壊熱を再現するよう MAAP のインプットとなるパラメータ(冷却期間および燃焼度)を調整。(MAAP では、NRC's Regulatory Guide 3.54(1999)に基づき、冷却期間と燃焼度のテーブルから崩壊熱を算出している。)

表 使用済燃料チャンネルの設定(平成 24 年 10 月 19 日時点の評価)

	燃料体数	崩壊熱
	体	kW/Ch
Ch1	26	15
Ch2	4	1
Ch3	60	30
Ch4	60	29
Ch5	27	16
Ch6	1	0
Ch7	1	0
Ch8	11	6
Ch9	59	42
Ch10	26	7
Ch11	10	3
Ch12	22	3
Ch13	19	8
Ch14	58	43
Ch15	23	6
Ch16	26	11
Ch17	3	0
Ch18	18	9
Ch19	50	42
Ch20	10	4

表 主な入力値について

	MAAP コードの入力値	備考
燃料集合体数	514 体	
プール寸法(縦×横×深さ)	9.906m×12.192m×11.912m	
燃料ピッチ(燃料中心間距離)	0.168m	
最新の取出燃料の配置	実際の配置を模擬	
プール内の崩壊熱	0.27MW (各使用済燃料チャンネルの崩壊熱は、添付資料-2 の値になるようパラメータを調整。)	最新の取出燃料 148 体 最新の取出燃料の冷却期間 2.3 年 最新の取出燃料の平均崩壊熱 850W/体 最新の取り出し燃料の最大崩壊熱 980W/体
ラックとプール壁面間の距離	CH4,9,14,19:0.86m (崩壊熱が大きいチャンネル) CH1 は 0.29m, その他は 0.65m 以上	ラックとプール壁面間の距離を 10 分の 1 に変更したパラメータサーベイを実施。
プール床面と燃料下部のスキマ	0.14m	
燃料高さ	4.3m	
燃料有効長	4m	MAAP の標準入力を使用
軸方向出力分布(ピーキング)	1.3	最大値のみ記載。
プール壁との熱交換	輻射による熱伝達を考慮	
熱輻射	考慮	射出率を 0.85 から $1 \times 10^{-5}$ に変更して、パラメータサーベイを実施。
形態係数	0.25	形態係数を 2 倍にしたパラメータサーベイを実施。
被覆管の酸化反応	考慮	酸化反応を無視したパラメータサーベイを実施。
大気温度	300K(27 )	
摩擦損失係数	0.1 ~ 813	燃料上部のがれきによる流路閉塞を模擬したパラメータサーベイを実施。

形態係数とは、一方の面から射出される熱輻射のうち、他面に到達するものの割合を示す係数。

なお、物性値等については、二酸化ウラン、ジルコニウム等の物性値は、INSC や NIST 等のネット上にアップされている値をテーブル化して使用している。

## 主な温度計算手法

1. 燃料被覆管温度は、下式を使用し、計算している。

$$Q=Ah\Delta T$$

Q: 熱量  
A: 表面積  
h: 熱伝達係数  
 $\Delta T$ : 温度差

2. 燃料チャンネル間の輻射は、一般的な輻射による熱伝達を表す以下の式を用いて計算している。

$$Q=A\sigma F_{12}(T_1^4-T_2^4)$$

A: 表面積  
 $\sigma$ : ボルツマン係数  
 $T_1$ : 高温側チャンネル 1 の温度  
 $T_2$ : 低温側チャンネル 2 の温度  
: 射出率  
 $F_{12}$ : チャンネル 1 からチャンネル 2 への形態係数

## 解析の初期状態の設定方法とその妥当性・保守性について

使用済燃料貯蔵プールの冷却水喪失時の解析の初期状態は、冷却水が瞬時に喪失した大気温度 300K の状態を初期状態としている。使用済燃料チャンネル内の軸方向の温度分布の初期状態は、下図に示すとおり、入力で与えている外気温度 300K とほぼ一致している。

また、初期状態の自然循環流量は、 $1 \times 10^{-8}$  (kg/s) を示しており、ほぼ 0 であることから、初期状態は妥当と考える。

なお、10月19日以降の至近10年の10月の最高気温(小名浜)は、27℃以下であり、今後、崩壊熱が減少することを考慮に入れ、大気温度は、保守的に 300K (27℃) に設定している。

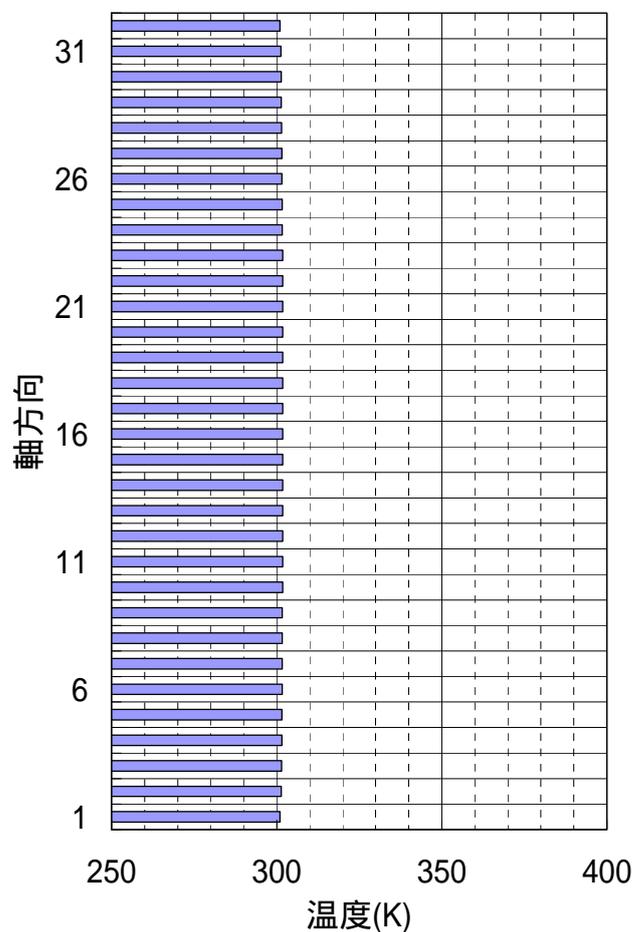


図 CH19 の温度分布

## 冷却流量(空気)の与え方について

MAAP コードでは、空気の自然循環時の使用済燃料集合体内の摩擦損失係数を変更することで、燃料集合体上部ががれき等により部分的に閉塞されている状態を模擬することとした。具体的には、下表に示すとおり、使用済燃料チャンネル内の摩擦損失係数を 0.1 ~ 813 に変更し、得られた自然循環流量と流路閉塞がない場合(摩擦損失係数 0.1 に設定)の自然循環流量との割合を冷却流量割合とした。

なお、摩擦損失係数の 813 は、オリフィスの圧力損失係数と閉塞率の関係から、燃料チャンネルの冷却流路閉塞率 99%に相当する値を算出したものである。

表 冷却流量について

摩擦損失係数	自然循環流量	冷却流量 (%)
0.1	3.3 (kg/s)	100% (流路閉塞がない場合)
1	2.0 (kg/s)	約 60%
20	0.6 (kg/s)	約 20%
40	0.4 (kg/s)	約 10%
813	0.1 (kg/s)	冷却流量が極小の場合