

## 空だき時における崩壊熱による燃料棒温度変化の予測

東北大学 流体科学研究所 圓山・小宮研究室

作成日 2011/3/30

## 概要

本レポートは、種々の仮定と大胆なモデル化により、燃料棒が半分露出したときの燃料棒内の温度分布を推定したものである。公表されたデータを基に概算値を推定したもので、実際の現象を推定するためには、異なる仮定の下による解析など更なる検証が必要である。計算結果の概要を示す。計算では、燃料棒が水に浸り十分に冷却されている状態を初期条件とし、冷却水水位が急激に燃料棒の半分まで低下し、燃料棒の冷却条件が気体による熱伝達に切り替わったと仮定した。そして、冷却条件として下半分の燃料棒による生成蒸気の上昇流による強制対流熱伝達、または、加熱された燃料棒によって誘起された自然対流による熱伝達の2種類を考慮した。図1は原子炉停止2日後を仮定し、図2は30日後を仮定した。この結果から、崩壊熱の違いにより最終的な到達温度が変わること、冷却条件の違いにより燃料棒の温度が変わることがわかる。いずれの場合も燃料棒の温度は500℃以下になっていることがわかった。ただし、本計算はあくまでも水が半分存在し、蒸気温度が133℃に保たれている場合である。原子炉が空だきの場合の結果は大きく異なるので注意を要する。計算の詳細を以下に示す。

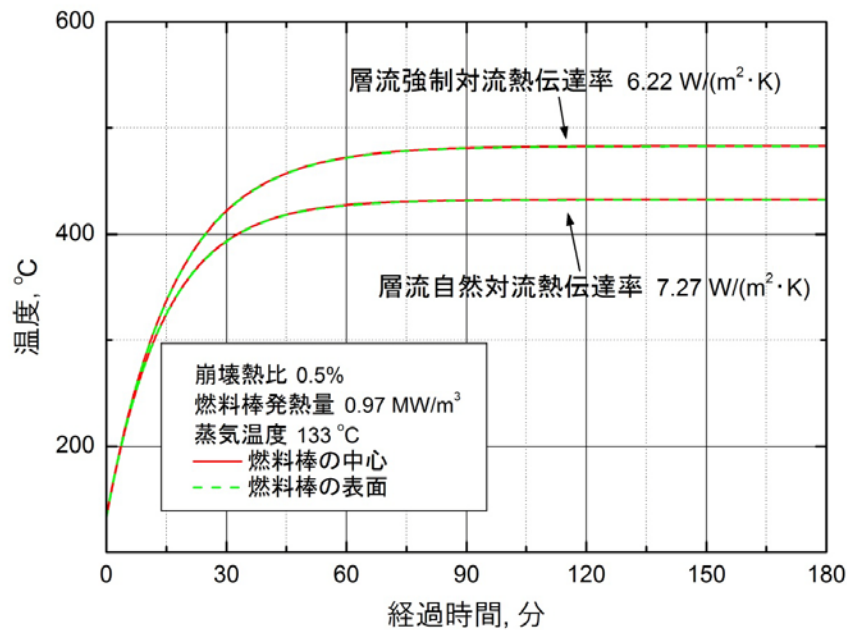


図1 福島第一原発2号機原子炉停止後2日目に燃料棒が露出した場合の温度変化

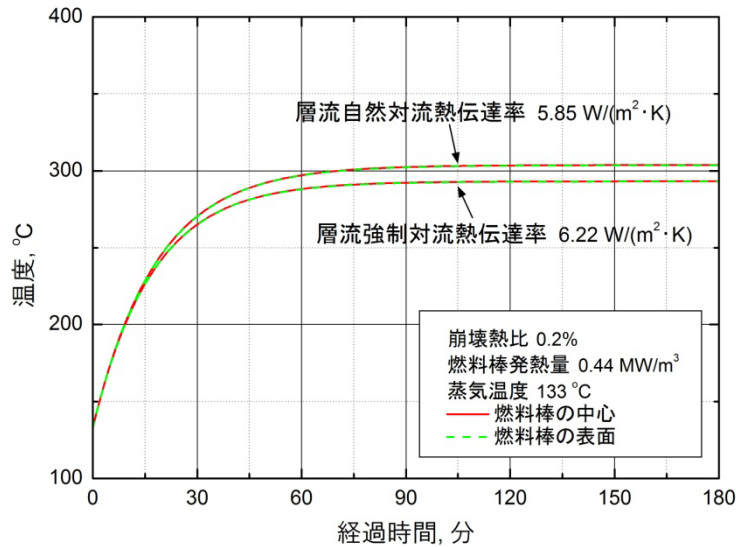


図 2 福島第一原発 2 号機原子炉停止後 30 日目に燃料棒が露出した場合の温度変化

### 1. 燃料棒の単位体積当たりの発熱量の推定

参考文献[1]によると電気出力 1100MW（熱出力 3300MW）の BWR/5 型原子炉は 764 体の燃料集合体により構成されている。また 1 体の燃料集合体は図 3 に示すように 60 本の燃料棒により構成されている。参考文献[1]にあるように燃料棒の寸法は直径 12mm、長さ 4m であるが、参考文献[1]に示されているように燃料棒は肉厚 0.8mm のジルカロイ-2 合金で被覆してあるので、二酸化ウランの体積は  $3.40 \times 10^{-4} \text{m}^3$  と見積られる。以上を踏まえて燃料棒の単位体積当たりの発熱量を見積もった結果を表 1 に示す。

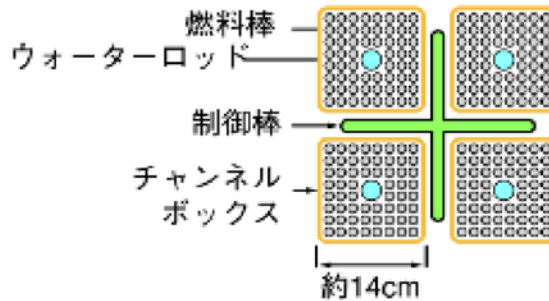


図 3 燃料集合体の断面図[2]

表 1 燃料棒の発熱量[1][2]

	電気出力 MW	熱出力 MW	燃料集合体数 体	燃料棒本数 本	総体積 $\text{m}^3$	発熱量 $\text{MW}/\text{m}^3$
1 号機[2]	460	1380	400	24000	8.16	169.1
2 号機[2]	784	2352	546	32760	11.5	211.2
BWR/5 型[1]	1100	3300	764	45840	16.1	211.7

参考文献[2]に示されている通常運転時の熱出力に対する崩壊熱の割合を記述する近似式を示す。

$$\frac{P(t)}{P_0} = 0.066 \left[ t^{-0.2} - (t_s + t)^{-0.2} \right] \quad (1)$$

式(2)を用いて燃料棒一本の単位体積当たりの発熱量の時間変化を計算した結果を示す。ただし、燃料棒の平均寿命  $t_s$  は 10 年を仮定している。実際の燃料棒の平均寿命は約 2.7 年と推定されるので、この値より小さいものとなる。

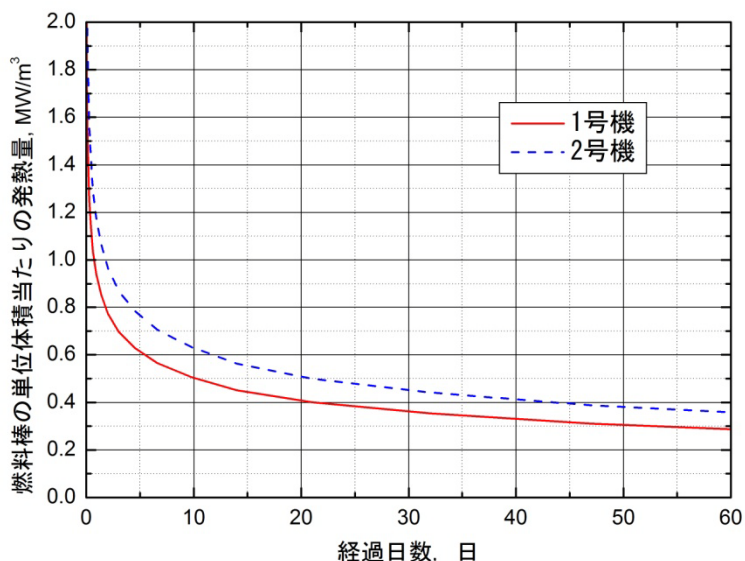


図 4 燃料棒一本の単位体積当たりの発熱量の経時変化

## 2. 一次元軸対称伝熱モデルによる燃料棒温度の推定

図 5 に示すように計算モデルとして二酸化ウランとジルカロイ-2 合金の二層を想定する。

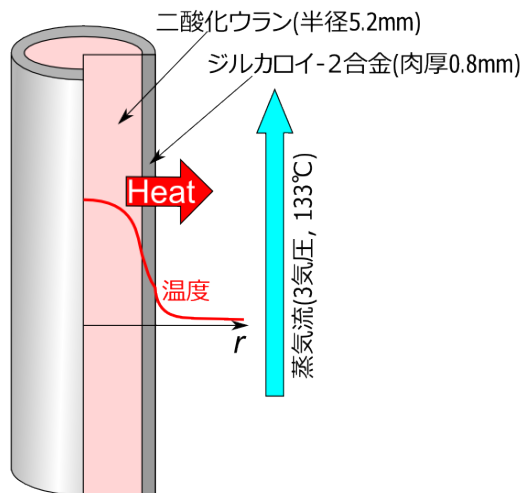


図 5 計算モデル

燃料棒を直径 12mm の無限円柱と近似し、一次元軸対称熱伝導方程式を適用する。

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{k}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \frac{\partial T}{\partial r} \right) + q_v \quad (2)$$

$$-k \frac{\partial T}{\partial r} \Big|_{r=R} = h [T_f - T(R, t)] \quad (3)$$

$$T(r,0) = T_i \quad (4)$$

式(3)は燃料棒の表面における熱伝達境界条件，式(4)は燃料棒の初期条件で，ここでは周囲の冷却水の温度と等しいと仮定した．また，原子炉内は3気圧の気液平衡状態と仮定し，蒸気および水の温度は133℃とした．計算は式(2)を有限体積法および完全陰解法により離散化して行った．計算プログラムはFortran90により記述した．また，以下の計算において必要となる熱物性値を表2に示す．物性値は熱物性値データベースソフトRefprop ver.8.0より計算した．特に式(3)中の熱伝達率 $h$  [W/(m<sup>2</sup>·K)]の評価が燃料棒の温度を見積もるうえで重要となる．

表2 3気圧の蒸気および水の熱物性値

	蒸気	水
蒸発潜熱 $L_{evp}$ , MJ/kg	2.16	
密度 $\rho$ , kg/m <sup>3</sup>	1.65	931.82
熱伝導率 $k$ , W/(m·K)	0.684	0.029
動粘度 $\nu$ , m <sup>2</sup> /s	$8.13 \times 10^{-6}$	$2.22 \times 10^{-7}$
熱拡散率 $\alpha$ , m <sup>2</sup> /s	$7.82 \times 10^{-6}$	$1.71 \times 10^{-7}$
プラントル数 Pr, -	1.29	1.03

### 3. 熱伝達率の評価

熱伝達率 $h$ を評価するに当たり，生成した蒸気による強制対流と自然対流の2種類の状況を考慮する．燃料棒が多数存在するので外壁とのふく射伝熱は考慮していない．

#### 3.1 強制対流熱伝達

燃料棒から生じる熱量は水の相変化に消費され，蒸気を生成する．生成した蒸気の圧力容器の上部へ移動する流速 $u$ は次式で見積もることができる．

$$u = \frac{\text{蒸気の生成量}}{\text{蒸気の流路面積}} = \frac{\text{燃料棒の発熱量} \times \text{水に浸かっている割合}}{\text{燃料棒集合体断面積} - \text{燃料棒総断面積}} \quad (5)$$

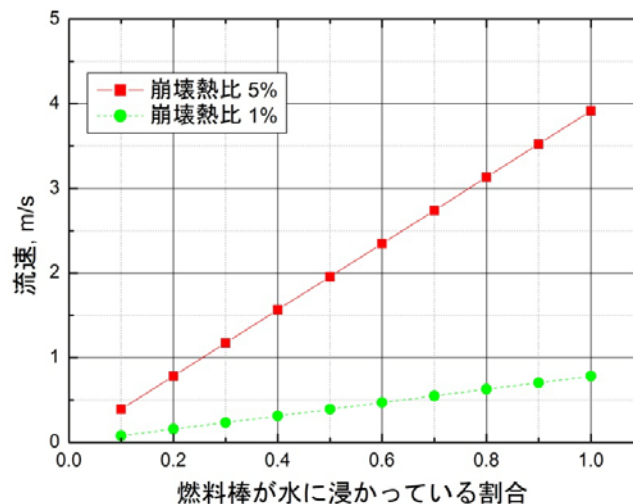


図 6 蒸気流速

次に、蒸気流の流体および伝熱特性を見積もるため、燃料集合体の間隙を水力直径  $d_h$  で近似する。

$$d_h = \frac{4 \times \text{流路断面積}}{\text{流路周長}} = \frac{\text{燃料集合体断面積} - \text{燃料棒断面積} \times \text{本数}}{\text{燃料棒周長} \times \text{本数}} = 59\text{mm} \quad (6)$$

水力直径を用いることで、燃料集合体の間隙を流れる流体の流体力学的挙動および伝熱特性を等価な円管内の現象に近似することができる。最終的に熱伝達率  $h$  は次式[4]で見積もることができる。

$$Nu = \frac{hd_h}{k} = \begin{cases} 0.023\text{Re}^{0.8}\text{Pr}^{0.4} & (\text{Re} > 2300) \\ 4.36 & (\text{Re} < 2300) \end{cases} \quad (7)$$

$$\text{Re} = \frac{ud_h}{\nu}, \quad \text{Pr} = \frac{\nu}{\alpha} \quad (8)$$

まず、式(7)、(8)に示されている  $\text{Re}$  はレイノルズ数で流れが層流か乱流を判定することができる。一般的に、 $\text{Re}$  が 2300 を境にして流れが乱流に遷移するといわれているが、実際は 10000 程度まで層流が保たれている場合もある。また  $Nu$  はヌセルト数と呼ばれ、流体が流れることにより増幅される熱輸送能力を表すパラメータである。

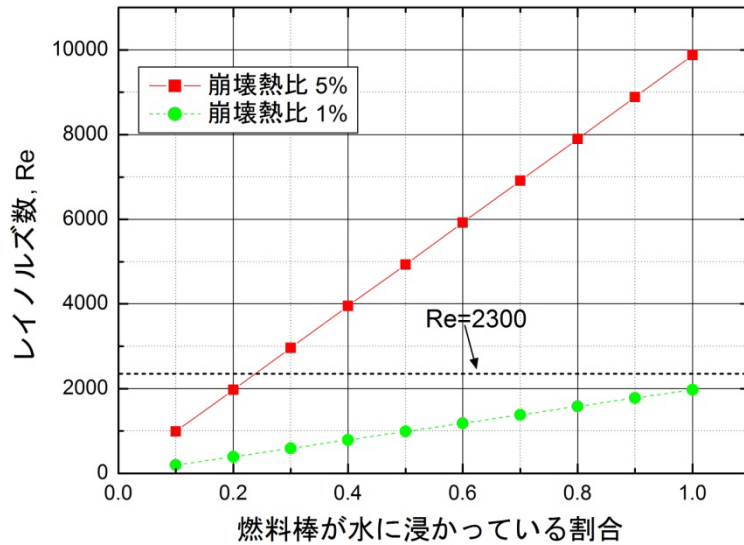


図 7 レイノルズ数

流れが乱流である場合、熱伝達率は Dittus-Boelter の式[4]により導出ができる。一方で、流れが層流である場合、加熱条件を熱流束一定と仮定すると、ヌセルト数は 4.36 で一定値となる[4]。図 7 より崩壊熱比が 1% を切ると流れが層流になっていることがわかる。よって原子炉内の冷却が蒸気の強制対流熱伝達によってなされるとするならば、原子炉停止から 2 時間後には層流の状態になっていると考えることができる。以上を踏まえて、式(7)より見積もった熱伝達率を図 2 に示す。

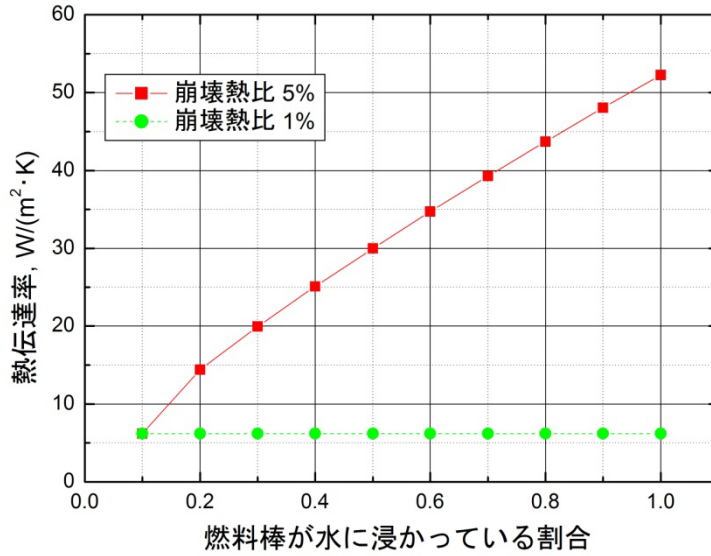


図 8 強制対流熱伝達率

図 8 から崩壊熱比が 1%以下(原子炉停止 2 時間後)になると生成蒸気により生じる流れは層流となり熱伝達率は  $6.22 \text{ W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$  となる。

### 3.2 自然対流熱伝達

自然対流熱伝達率を見積もる上で、参考文献[5]に示されている壁面温度一定の管路内の自然対流熱伝達の相関図を用いる。相関図を以下に示す。

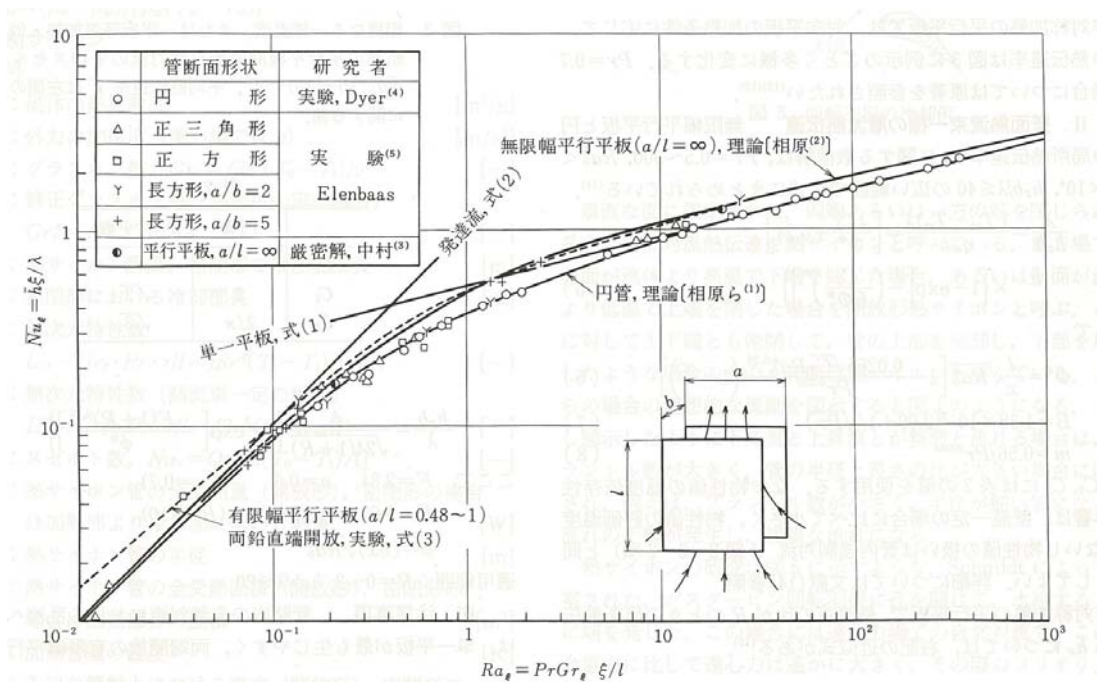


図 9 管路内における自然対流熱伝達率とレイリー数の関係[5]

仮に、空だき時に燃料棒のメルトダウンが起きておらず、冷却海水の塩析出などが無い場合で、燃料棒の形状が維持されていると仮定した場合を考える。図 9 に示すように自然対流による熱の輸送の割合は、自然対流の流れの強さを表す無次元数であるレイリー数により記述される。レイリー数は次式で表される。

$$Ra = \frac{g\beta\Delta T \xi^3}{\alpha\nu} \frac{\xi}{l} \quad (9)$$

ここで  $g$  は重力加速度、 $\beta$  は体膨張係数、 $\xi$  は代表長さを表している。この計算においては、原子炉内を等価な円管で近似しているので、 $\xi$  は以下の式で表される。

$$\xi = 0.198d_n \quad (10)$$

自然対流は温度差に起因する密度差により発生する浮力が駆動力となるので、温度差によって流れは大きく変化する。そこで、温度差をパラメータとし、それに対するレイリー数と熱伝達率を評価した結果を示す。

ただし、実際の事象は熱流束一定であるが、今回は等温壁を仮定した。熱流束一定の場合は、一般的に燃料棒上端が一番高温になり、本解析より高い温度となる。任意形状管路の  $\xi$  を求めるためにはファンニングの摩擦係数が必要であるが、今回は円管のものを代用した。物性値も壁面温度の値が必要だが、流入蒸気の値を使用した。このように、多くの仮定の下に導出した熱伝達率が表 3 である。

表 3 自然対流熱伝達率

温度差(K)	100	150	200	250	300
Ra	5.14	7.72	10.3	12.9	15.4
h (W/(m <sup>2</sup> ·K))	5.62	5.83	6.20	6.92	7.28

#### 4. 計算結果

計算は福島第一原発 2 号機の発熱量を用いて計算を行った。そのデータは、3 月 28 日研究室レポート「原子炉内が崩壊熱のみによって加熱されている場合に必要水の投入量の推定」に示してある。

図 10 および図 11 に原子炉停止 2 日後に燃料棒の半分が露出した状況を想定して計算した燃料棒内の温度分布を示す。図 1 と 2 に非定常温度分布を示す。これらの結果から、熱伝達率の大きさが燃料棒温度に影響を与えていることがわかる。本計算では燃料集合体内部の流れを流体力学的に等価な円管で近似しており、実際の流れの詳細を知ることができない。しかし、本計算結果は燃料棒温度の上限と下限を与えていると考える。また、中心温度と表面温度の温度差が小さいこともわかる。

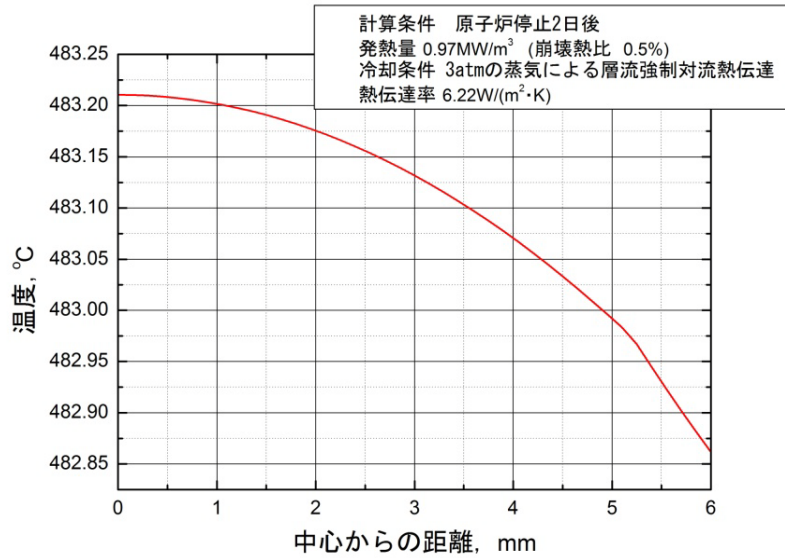


図 10 原子炉停止 2 日後に空だきになったときの燃料棒内温度分布  
(定常状態, 層流強制対流熱伝達による冷却)

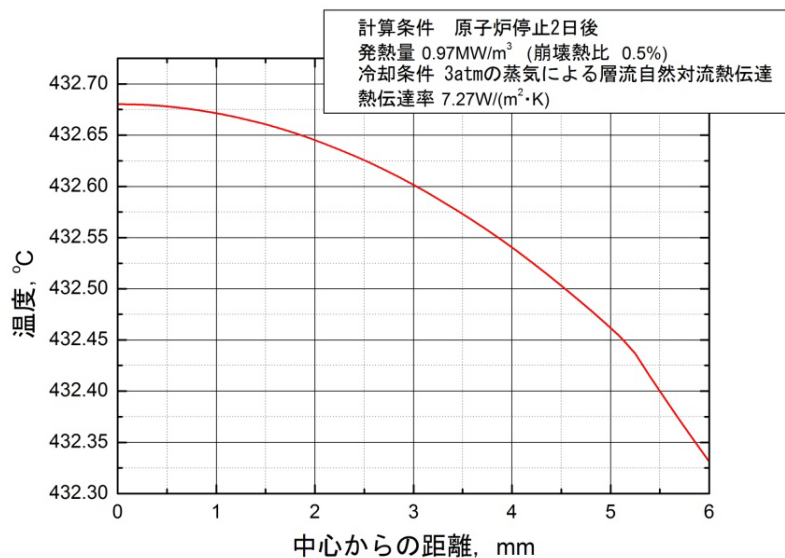


図 11 原子炉停止 2 日後に空だきになったときの燃料棒内温度分布  
(定常状態, 層流自然対流熱伝達による冷却)

図 12 および図 13 に原子炉停止 30 日後に燃料棒の半分が露出した状況を想定して計算した燃料棒内の温度分布を示す。原子炉停止から時間が経過しているため、崩壊熱量が低下し、燃料棒温度も 2 日後と比較し低下していることがわかる。以上の計算結果を踏まえると燃料棒の温度は 500°C 以下になっていることが予測される。本計算では、原子炉内が気液平衡であることを仮定しており、流体温度は 133°C で一定とした。しかしながら、原子炉内が完全に乾いたとすれば(水が無くなったとすれば)、発生した熱が蒸気の温度上昇に使われ、蒸気温度が上昇し続け、本計算の仮定が崩れる。その場合は燃料棒が融点に達した可能性が否定できない。



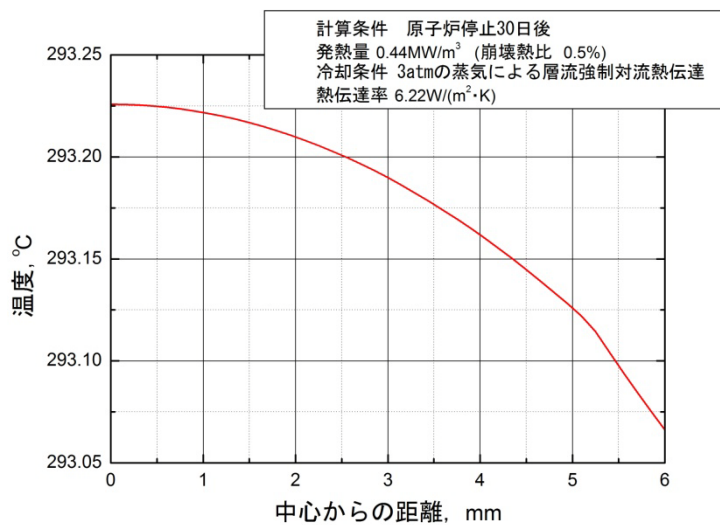


図 12 原子炉停止 30 日後に空だきになったときの燃料棒内温度分布  
(定常状態, 層流自然対流熱伝達による冷却)

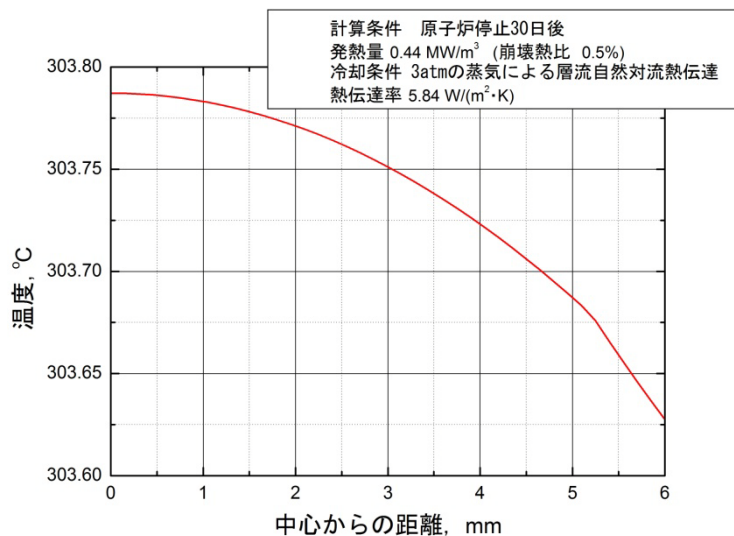


図 13 原子炉停止 30 日後に空だきになったときの燃料棒内温度分布  
(定常状態, 層流自然対流熱伝達による冷却)

- [1] 秋山守, “新原子力シリーズ 軽水炉”
- [2] 日本原子力学会, “福島第一原子力発電所の放射性物質の閉じ込めと炉内の燃料構造について”, [http://www.aesj.or.jp/information/fnpp201103/com\\_nenryo-kozo20110324.pdf](http://www.aesj.or.jp/information/fnpp201103/com_nenryo-kozo20110324.pdf)
- [3] McMaster Nuclear Reactor, McMaster University, “Decay Heat Estimates for MNR”, Technical Report 1998-03 <http://www.nuceng.ca/papers/decayhe1b.pdf>
- [4] 日本機械学会, “JSME テキストシリーズ 伝熱工学”, pp.71-83
- [5] 日本機械学会, “伝熱工学資料 第4版”, p. 73