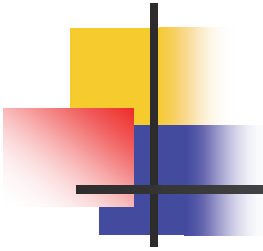




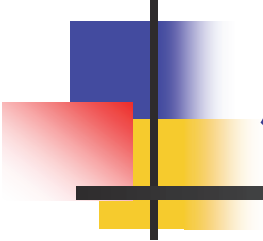
原子力安全に関する 基礎的事項

名古屋大学
山本章夫



目次

- 原子力プラントの概要
- PWRの一次冷却系と熱水力計算の概要
- BWRの熱水力の概要
- 限界熱流束の概要
- 燃料棒熱伝達解析の概要
- 核燃料のふるまいの概要
- ソースタームの概要



原子力プラントの概要

PWRプラント系統図

10.2 加圧水型原子炉 (PWR) の炉心設計

PWRプラント（発電所）の系統図を図10.1に示す。後述するように、Fの冷却材（一次冷却材）を炉心に循環させることで、炉心内で冷却材をとなく熱除去を行う。一次冷却材の熱を利用し、熱交換の機能をつか

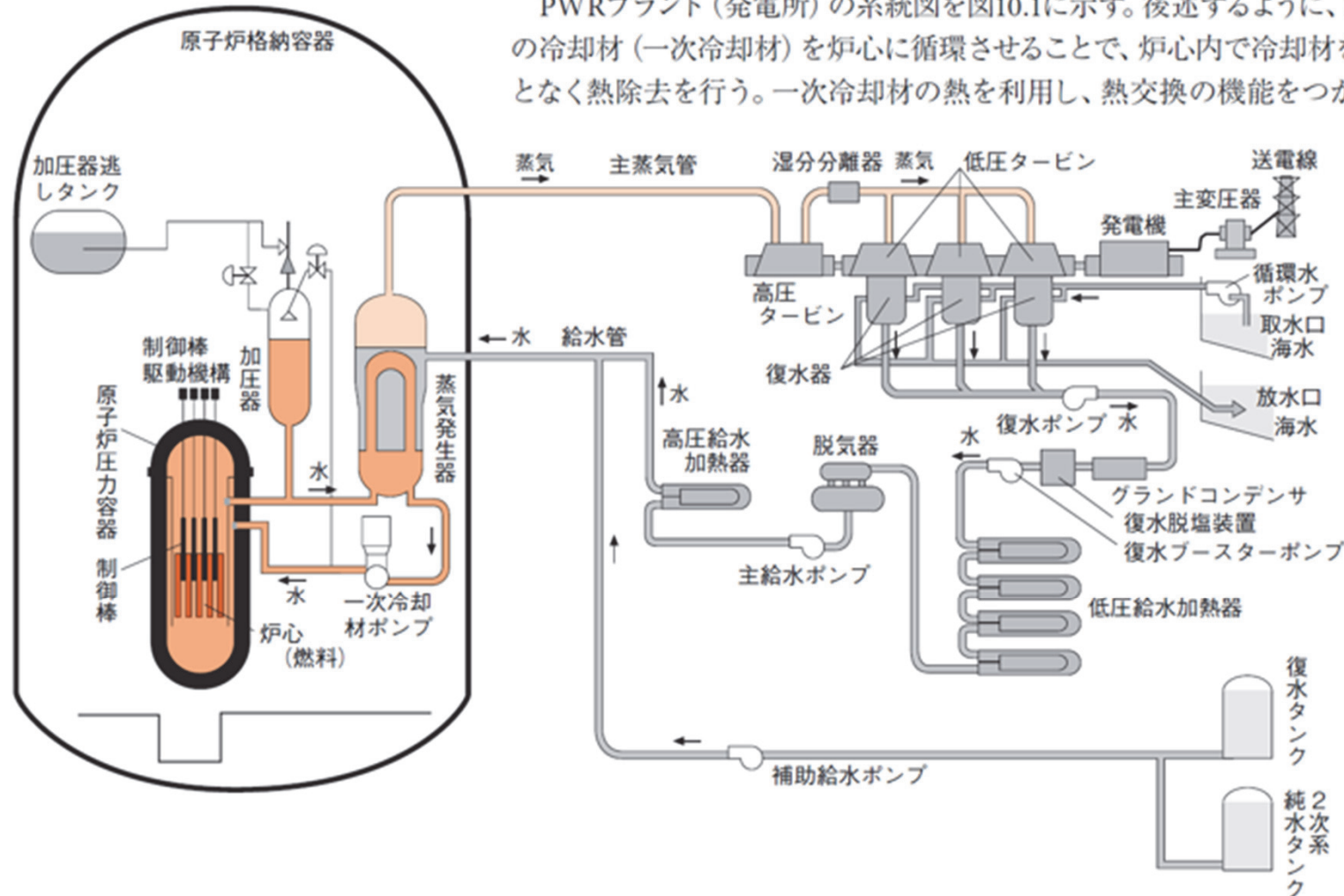


図10.1 PWRプラントの系統図



PWRにおけるエネルギーの流れ

- 核分裂によるペレットの発熱
- ペレット-被覆管ギャップ
- 被覆管
- 一次冷却材
- 蒸気発生器
- 二次冷却材
- タービン
- 送電線
- 復水器

BWRプラント系統図

10.3 沸騰水型原子炉 (BWR) の炉心設計

沸騰水型原子炉 (Boiling Water Reactor, BWR) は、PWRと同様、軽水を減速・冷却材とした原子炉で熱中性子炉の一つである。BWRのプラント系統図を図10.10に示す。PWRとの大きな相違は、炉心内で沸騰が起きていることで、その蒸気を直

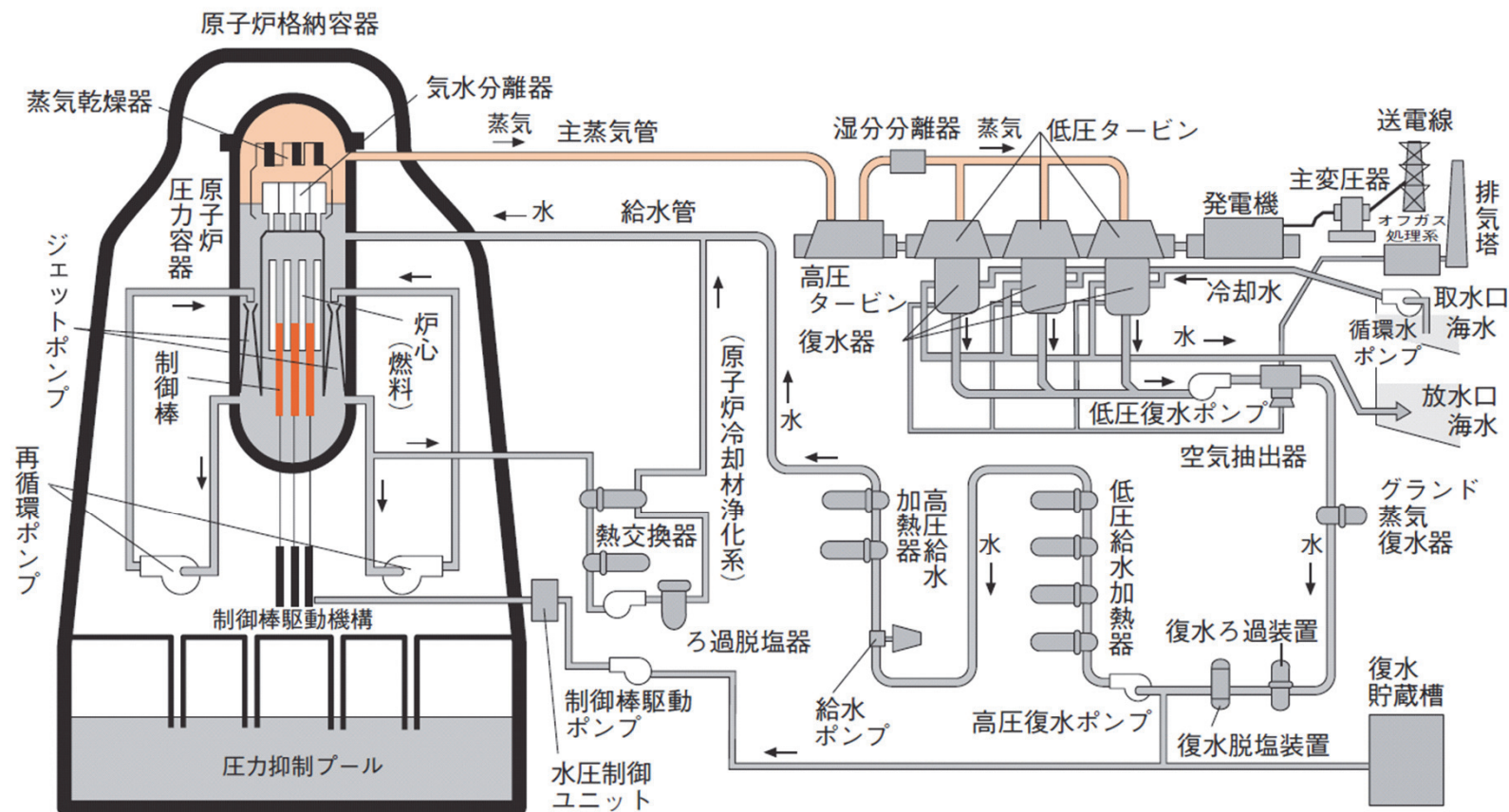
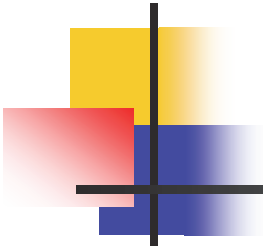


図10.10 BWRのプラント系統図



BWRにおけるエネルギーの流れ

- 核分裂によるペレットの発熱
- ペレット-被覆管ギャップ
- 被覆管
- 冷却材
- タービン
- 送電線
- 復水器

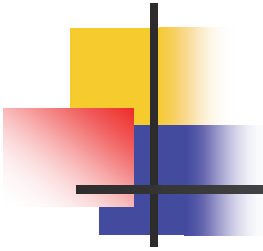


炉心における発熱密度と冷却条件

- 燃料棒
 - PWR: 約180W/cm
 - BWR: 約160W/cm (9x9集合体)
- 炉心平均出力密度
 - PWR: 約100kW/リットル
 - BWR: 約50kW/リットル
- 非常に高い発熱密度→効率的に冷却する必要がある→液体冷却
- ランキンサイクル: 発電効率はタービン入口の蒸気温度とタービン出口の蒸気温度の差に比例する。従って、発電効率を上げるためには、出来るだけタービン入口の蒸気温度を上げる必要がある→炉心の冷却材出口温度を上げる必要がある
- 以上のことから、軽水を加圧して使用する。(加圧すると沸騰点が高くなる)
 - PWR: 約157気圧
 - BWR: 約71気圧



PWRの一次冷却系と 熱水力計算の概要

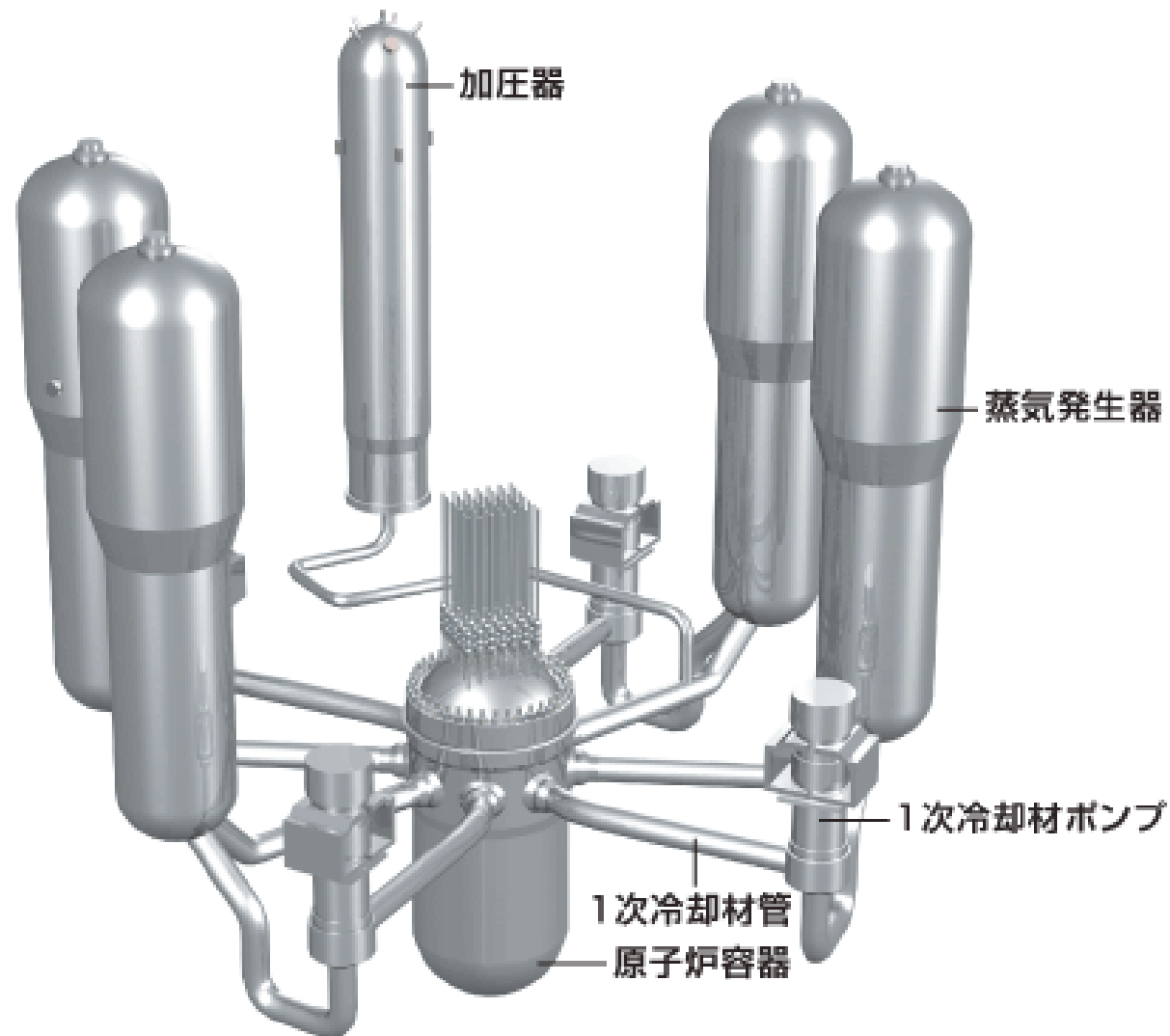


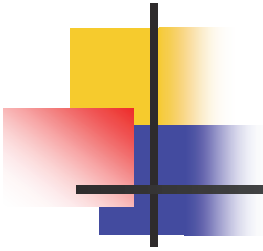
PWRの冷却系

■ 一次冷却系

- 炉心における発熱(例:4ループで3411MWt)を除去する役目をこなう
- 約157気圧(約15.4MPa)
- 入口温度約289°C、出口温度約325°C
- 流量約60,000t/h
- 通常運転時は非沸騰状態(炉心上部では、一部サブクール沸騰あり)

PWRの冷却系(一次冷却系)





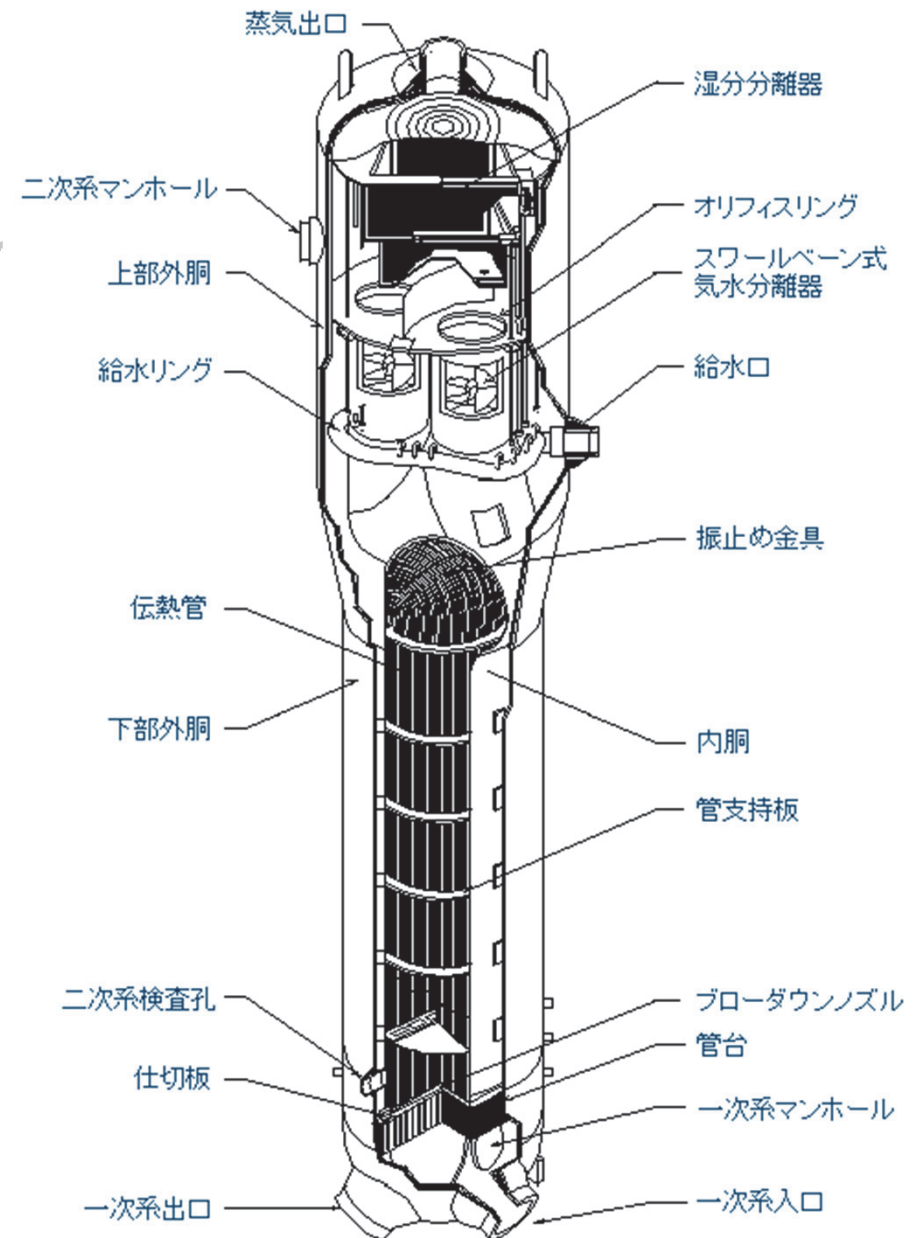
PWRの冷却系

■ 二次冷却系

- 蒸気発生器(SG, Steam Generator)において一次冷却材のエネルギーを受け取る
- 約60気圧(約6.1MPa)
- SG給水 約220°C
- 蒸気温度 約277°C
- 蒸気流量 約6800t/h

蒸気発生器

- 一次冷却材が蒸気発生器 (Steam Generator, SG) 内の細管を流れ、細管外側の二次冷却材にエネルギーを与える
- 二次冷却材は沸騰し、蒸気が出口から流出する
- タービン→復水器を通り、液体になった二次冷却材はSGに給水される



下記の出所をもとに作成した。

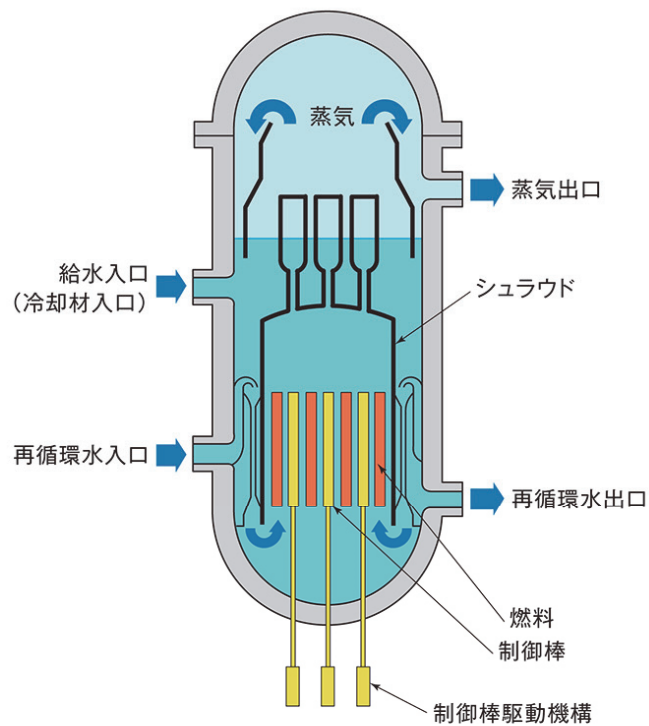
図8 WH型PWRの蒸気発生器

[出所]NRC: Cutaway View of a Westinghouse System Generator,
<http://www.nrc.gov/NRC/EDUCATE/RECTOR/04/fig009.html> (2001.2.1)

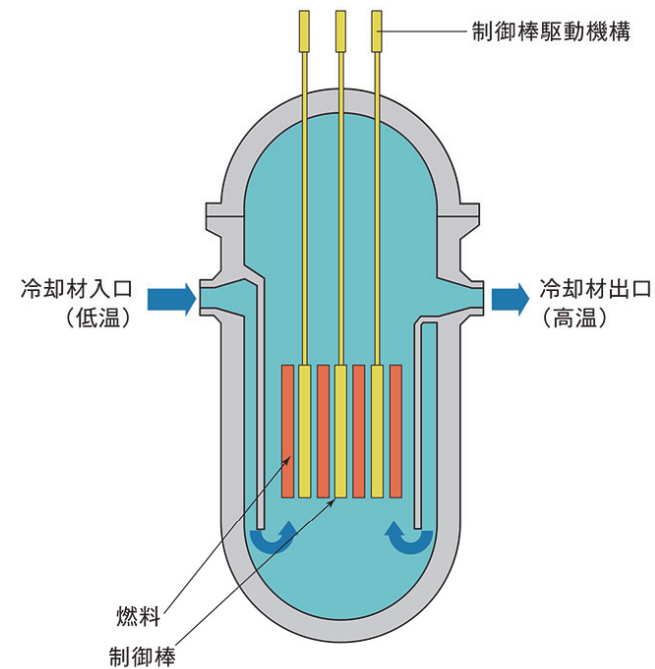
PWR炉内の冷却材の流れ

原子炉压力容器断面図

沸騰水型原子炉 (BWR)



加圧水型原子炉 (PWR)



PWR炉内の冷却材の流れ

- 圧力容器と炉心槽の間は下降流●、炉心槽と炉心バッフルの間は上昇流○
- 炉心バッフル内(燃料集合体)は上昇流○
 - 炉心バッフル内外での圧力差をなくし、バッフルジェットに起因するフレットニングによる燃料破損を防ぐ

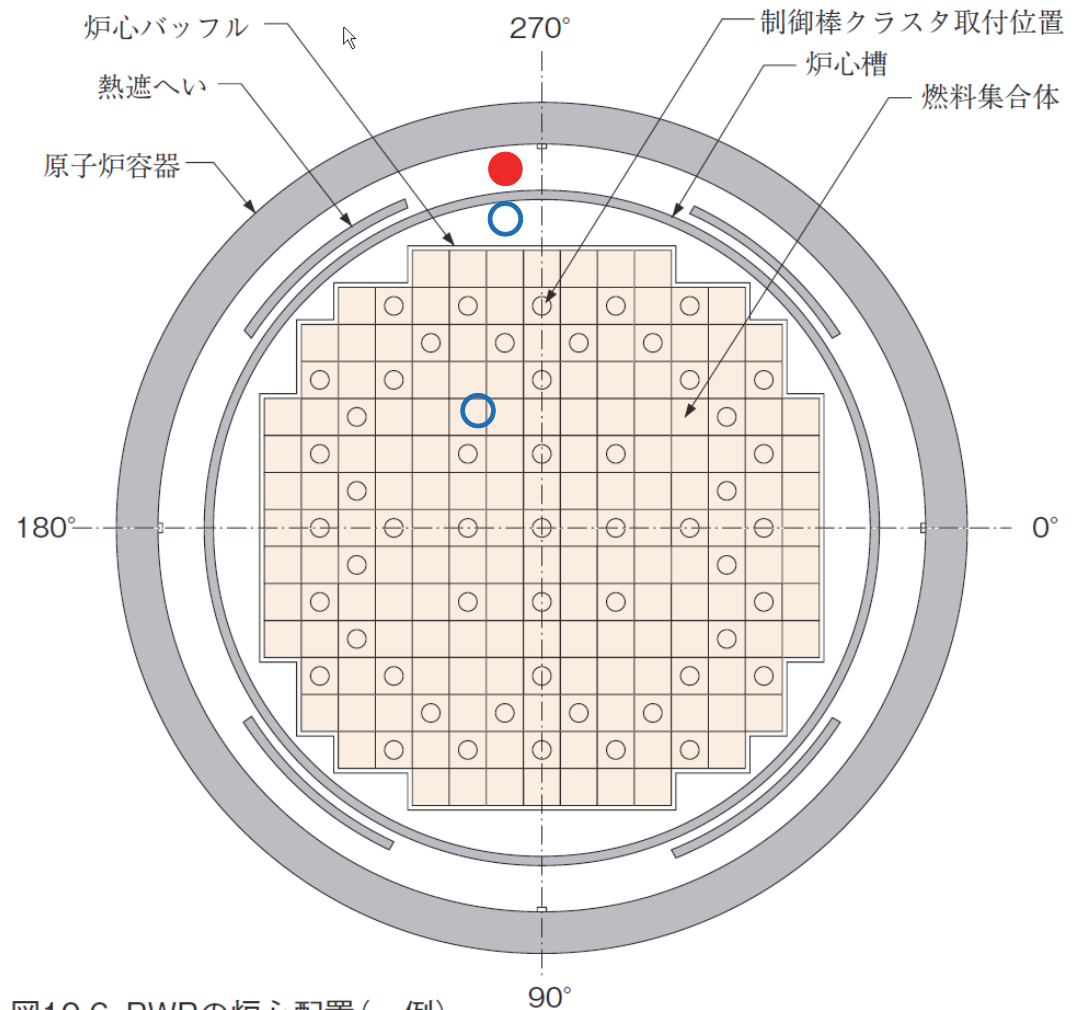


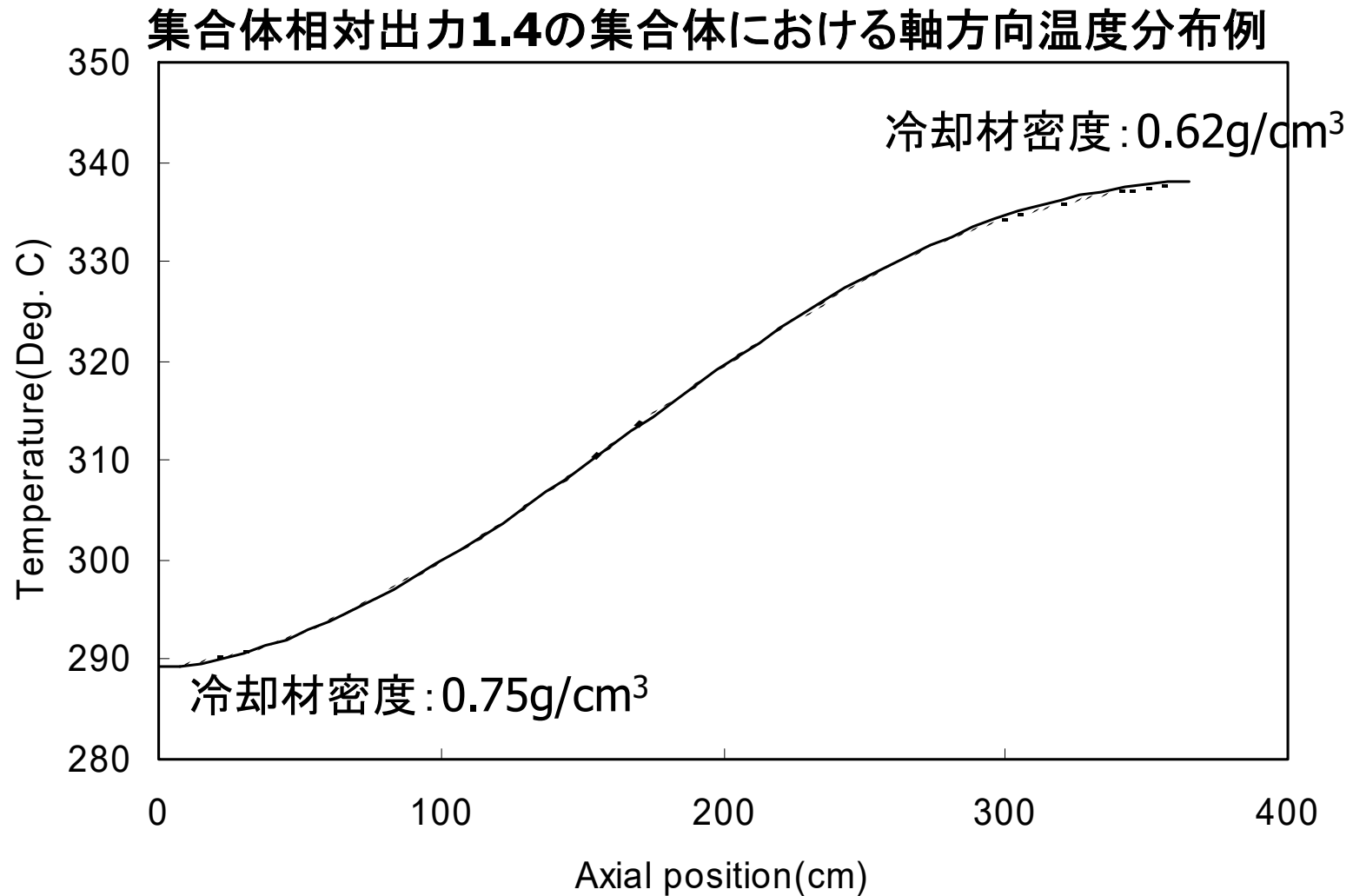
図10.6 PWRの炉心配置(一例)

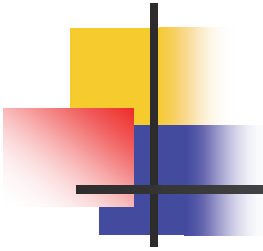


PWR炉内の冷却材の流れ

- 炉心部分圧力損失: 0.1 MPa
 - 0.1 MPaは1気圧程度
- 圧力容器出入口間圧力損失: 0.3 MPa
- 一次冷却系全体圧力損失: 0.7 MPa程度
- 炉心部分の冷却材速度: 数m/s

PWR炉心内の軸方向冷却材温度分布





PWR軸方向冷却材温度分布の計算

- 基本的な考え方は、「燃料集合体から受け取った熱の分だけ冷却材の温度が上がる」
- 従って、炉心下部(冷却材入口)の温度が最も低く、炉心上部(冷却材出口)の温度が最も高い



PWR炉心出口温度の計算

- 炉心入口温度: 290 °C
- 炉心冷却材流量: 60000 t/h
- 炉心圧力: 15.7 MPa
- 熱出力 3400 MW(=MJ/s)
- 冷却材 比エンタルピー(@15.7 MPa)
 - 290°C 1.28×10^6 J/kg
 - 300°C 1.34×10^6 J/kg
 - 310°C 1.39×10^6 J/kg
 - 320°C 1.45×10^6 J/kg
 - 330°C 1.52×10^6 J/kg
 - 340°C 1.59×10^6 J/kg

比エンタルピーはWolfram alphaで
"steam enthalpy 290C 15.7MPa"
などを入力することで計算可能。
<https://www.wolframalpha.com/>



BWRの熱水力の概要



BWRの冷却系

- 冷却系
 - 炉心における発熱(ABWRで3926 MWt)を除去する役目をこなう
 - 約70気圧(約7.1 MPa)
 - 給水温度: 約220 °C
 - 入口温度: 約278 °C
 - 出口温度: 約287 °C
 - 給水流量(=蒸気流量): 約7640 t/h
 - 炉心平均ボイド率: 約40%
- PWRの二次冷却系とおおむね同等の仕様

BWR炉心内における冷却材の流れ

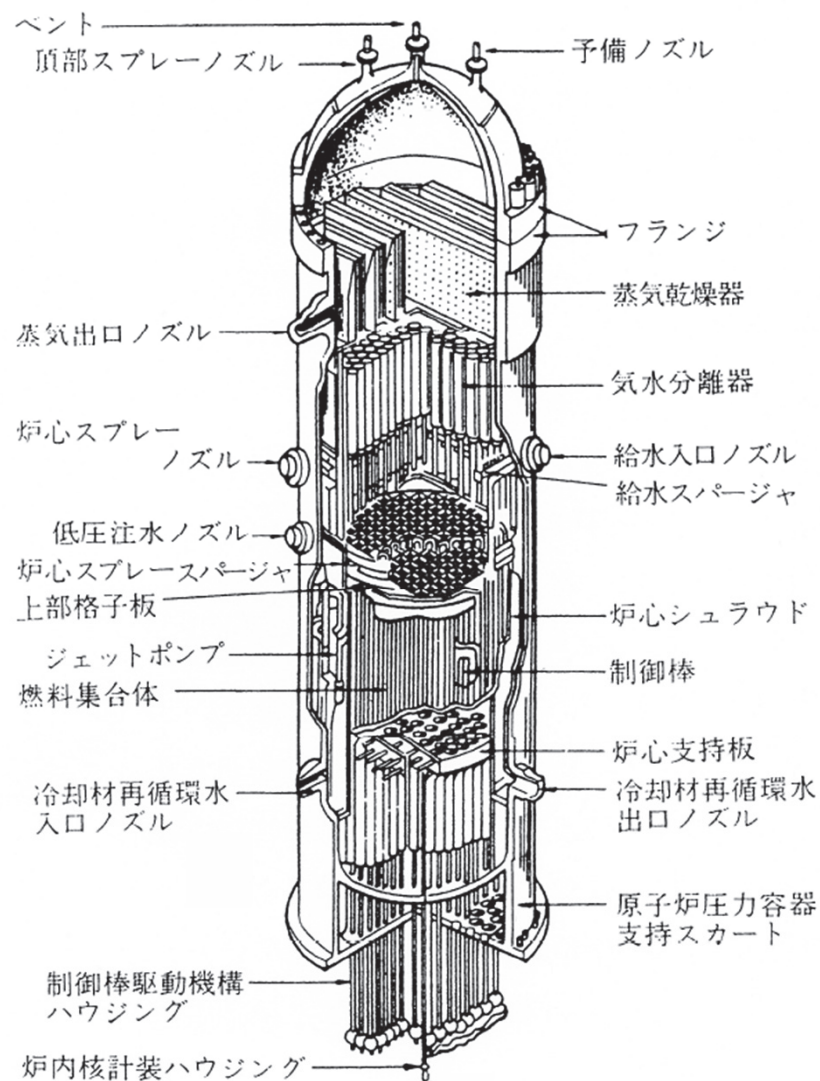


図 3.3.4 原子炉圧力容器内部構造図（見取図）

【5】出典：実務テキストシリーズNo. 1（改訂第4版）軽水炉発電所のあらまし、令和3年2月、原子力安全研究協会

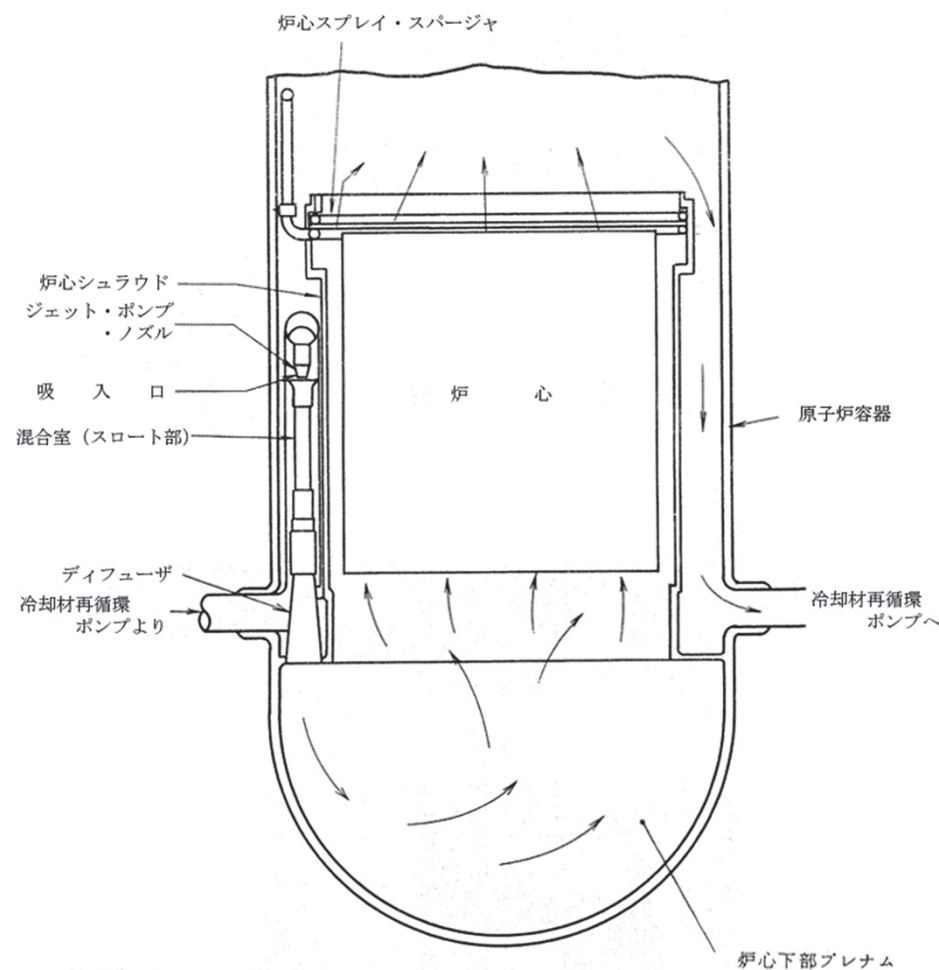


図5 BWR原子炉容器内の原子炉冷却材の流れ

【6】出典：東京電力株式会社、福島第二原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（3, 4号原子炉の増設および1, 2号炉施設の変更、昭和53年8月、p. 8-3-109） 22



BWRにおける冷却材ボイド分布

- PWRと異なり、集合体の表面にチャンネルボックスが存在。集合体間の横方向の冷却材の流れ(クロスフロー)が存在せず。
- 入口はサブクール条件であるが、出口はボイド率80%程度
 - 入口は単相流、出口は二相流
 - 入り口のサブクール状態からバルク沸騰への移行
- 計算条件
 - 炉心入口および出口の圧力
 - 炉心入口温度
 - 炉心流量
 - 集合体仕様



BWR蒸気流量の計算

- 炉心給水温度: 220 °C
- 炉心圧力: 7.1 MPa
- 熱出力 3900 MW
- 冷却材 比エンタルピー (7.1 MPa)
 - 220 °C 9.44×10^5 J/kg
 - 287 °C 2.77×10^6 J/kg



二相流の流動様式

原子力人材育成事業 機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点の構築
講義1:原子力熱流動工学の基礎I(三輪修一郎先生・北海道大学大学院工学研究院)
(4/7)流動様式について

https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/nucl-eng-open-ed-3?movie_id=23564



二相流に関する用語

- 質量流量(W):kg/s
- 体積流量(Q):m³/s
- クオリティ,乾き度:

$$\chi = \frac{W_G}{W_G + W_L}$$

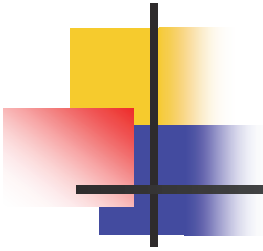
- ボイド率(α)
 - 二相流において、ある体積内に存在する気相の体積割合



クオリティとボイド率の関係

原子力人材育成事業 機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点の構築
講義1: 原子力熱流動工学の基礎I (三輪修一郎先生・北海道大学大学院工学研究院)
(6/7) ボイド率とクオリティ

https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/nucl-eng-open-ed-3?movie_id=23566



BWR熱水力に関する計算モデル

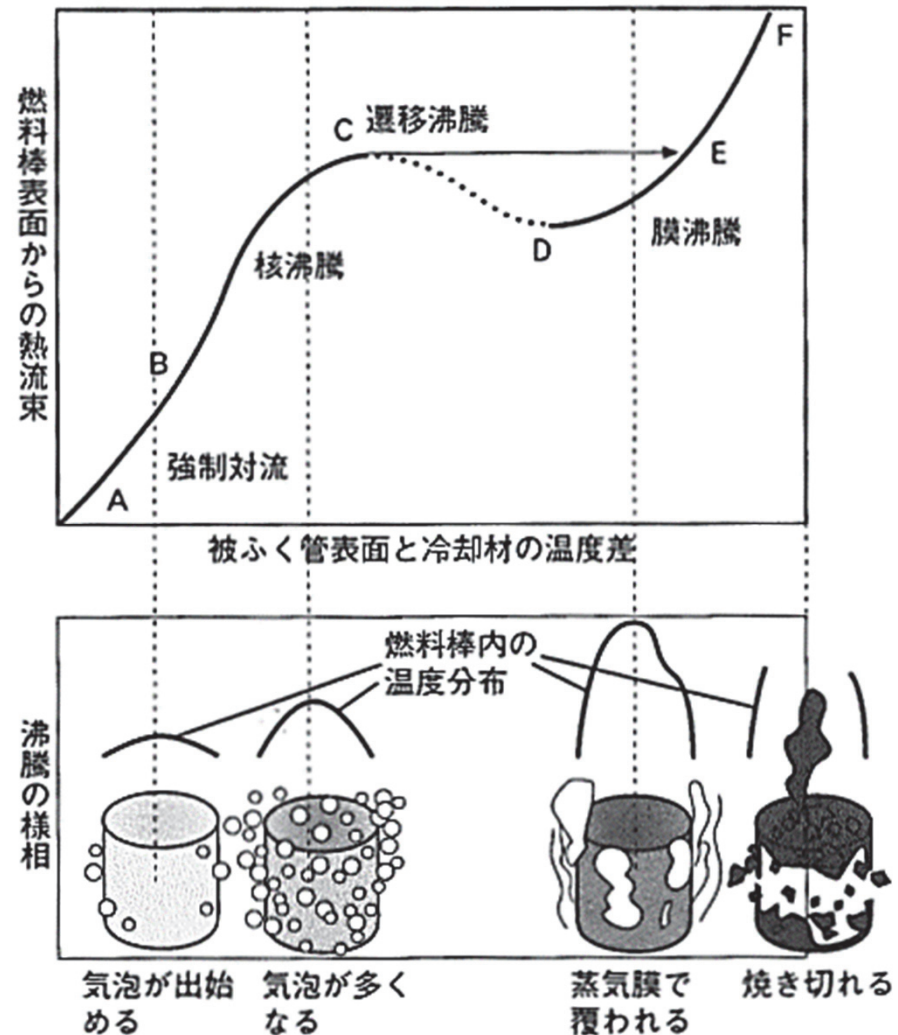
- サブクール沸騰
 - 沸点以下での伝熱表面での過渡的な沸騰
- ボイド相関式
 - エンタルピー、流量、温度、スプレーサーグリッドの効果などを考慮して、ボイド率を与える相関式
- 二相流モデル
 - 均質流
 - 液相と気相を均質化して取り扱う
 - ドリフトフラックスモデル
 - 気相の移動速度と液相の移動速度の際をスリップ比で考慮する
 - 均質流モデルより精度が良い
 - 二相流モデル
 - 気相と液相を個別に取り扱う。
 - 気液界面の相互作用などを表す構成方程式が必要

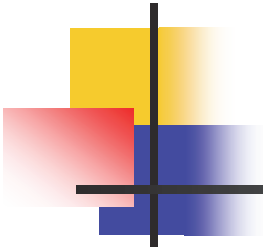


限界熱流束の概要

限界熱流束とDNBもしくは遷移沸騰

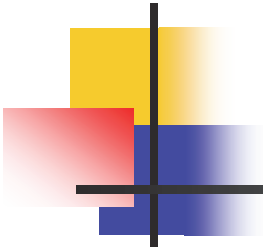
DNB: Departure from Nucleate Boiling(核沸騰からの離脱), PWRで使用
Boiling Transition: 遷移沸騰、BWRで使用





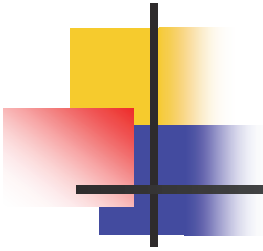
限界熱流束

- 熱流束を高めていったとき、ある時点で伝熱面が蒸気の膜で覆われた状態となり、伝熱効率が急激に悪くなり、結果として伝熱面の温度が急激に上がる。
- これをDNB (Departure from Nucleate Boiling, 核沸騰からの離脱)あるいは沸騰遷移とよび、限界熱流束は、このようなDNBあるいは沸騰遷移が発生したときの熱流束である。
 - 核沸騰は、「核加熱による沸騰」ではなく、伝熱面の所々から泡が出ている状態。泡が出ているところを沸騰の「核」と呼んでいる。



DNB相関式(PWR)

- DNBの発生は、DNB相関式により予測される。
- DNB相関式は、DNBが以下のパラメータに依存することに着目してDNBの予測をする式である。
 - 冷却材圧力、質量流量、流路等価直径、クオリティ、入り口エンタルピ、流路長さ、加熱長さ、流路形状、熱流束分布、グリッドスぺーサによる冷却材の混合、など



CHFRとCPR

- BWRの炉心設計においては、もともと、critical heat flux ratio (CHFR、限界熱流束比)を用いてきた
 - $\text{CHFR} = \text{限界熱流束} / \text{評価された熱流束}$
- 現在では、沸騰遷移をより正確に評価するため、critical power ratio (CPR、限界出力比)を用いている
 - $\text{CPR} = \text{沸騰遷移を起こす限界の集合体出力} / \text{評価された集合体出力}$
 - Minimum CPR(MCPR、最小限界出力比)は、炉内の燃料棒の99.9%が遷移沸騰を起こさないという条件で求められている。

MCPRの予測精度

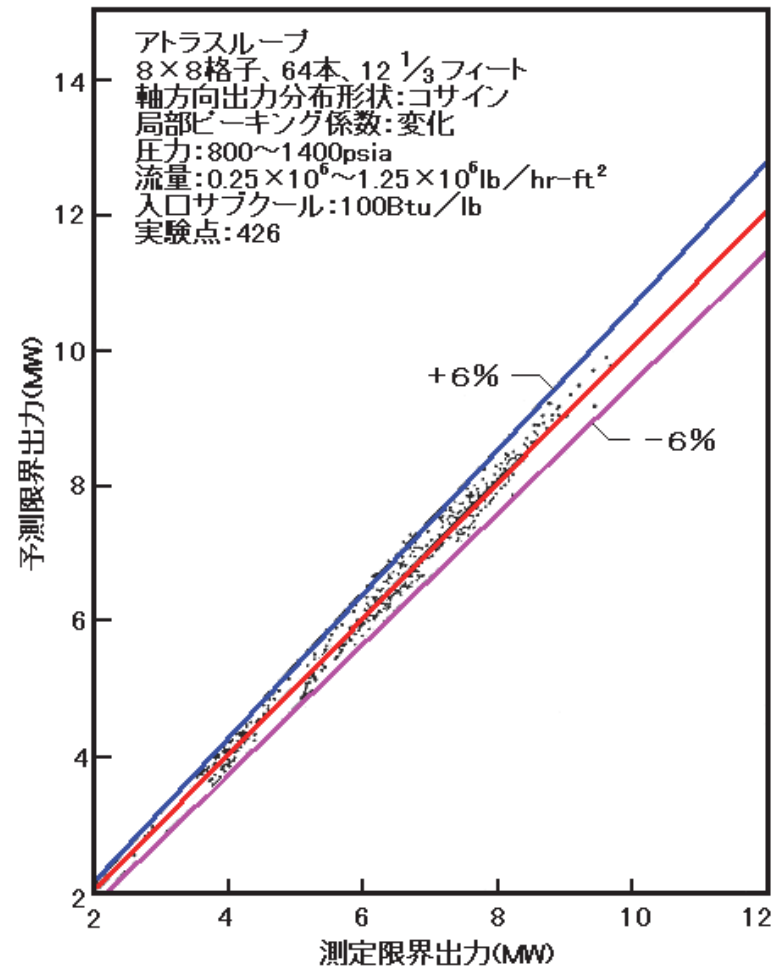


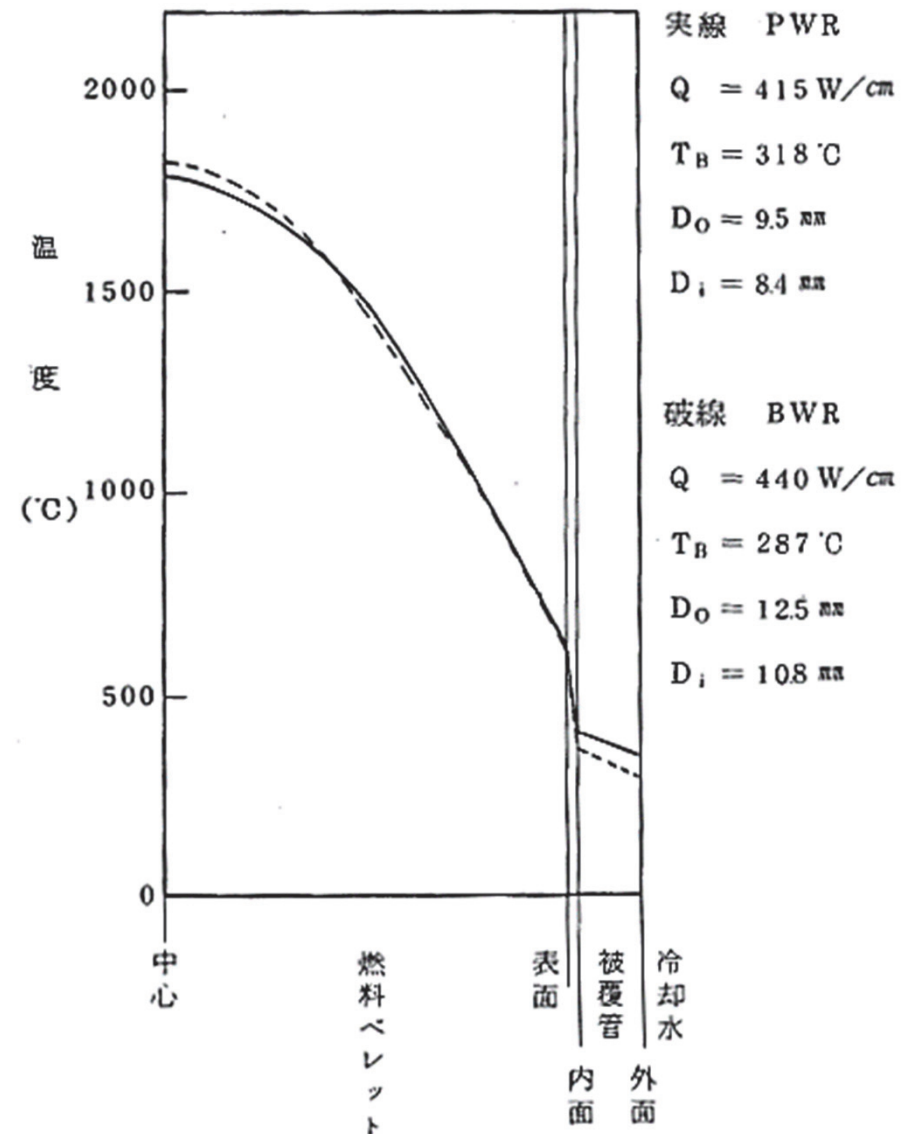
図4 予測対測定限界出力(8×8格子、64本)



燃料棒熱伝達解析の概要

ペレット内および被覆管の温度分布

■ PWRおよびBWRの代表例



【9】出典:実務テキストシリーズNo. 3(改訂新版)軽水炉燃料のふるまい,
平成2年7月, 原子力安全研究協会

図2.3.2 燃料要素温度分布 (典型例)



燃料棒表面の軸方向温度分布

- 軸方向出力分布がコサイン形状をしている場合、燃料棒表面温度は炉心中央部よりやや上側で最大となる
- これは、冷却材温度の上昇と出力密度の兼ね合いにより決まる。
- 燃料棒の腐食は、冷却材温度が高く、燃料棒表面温度が高い炉心上部で起こりやすい
- アップレート(定格出力を増加)した長期サイクル炉心では、①出力分布がふた山の「くら型」になる、②冷却材温度が高くなるため、炉心上部でサブクール沸騰が発生しやすく、被覆管と冷却材の化学的相互作用を加速させる場合がある。(例:CIPS: Crud Induced Power Shift)



より詳しく学びたい方

- 北海道大学オープンコースウェア
 - 原子炉の熱工学(坂下 弘人、北海道大学大学院工学研究院)
 - https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/backend-nuclear-reactor-engineering?movie_id=23413



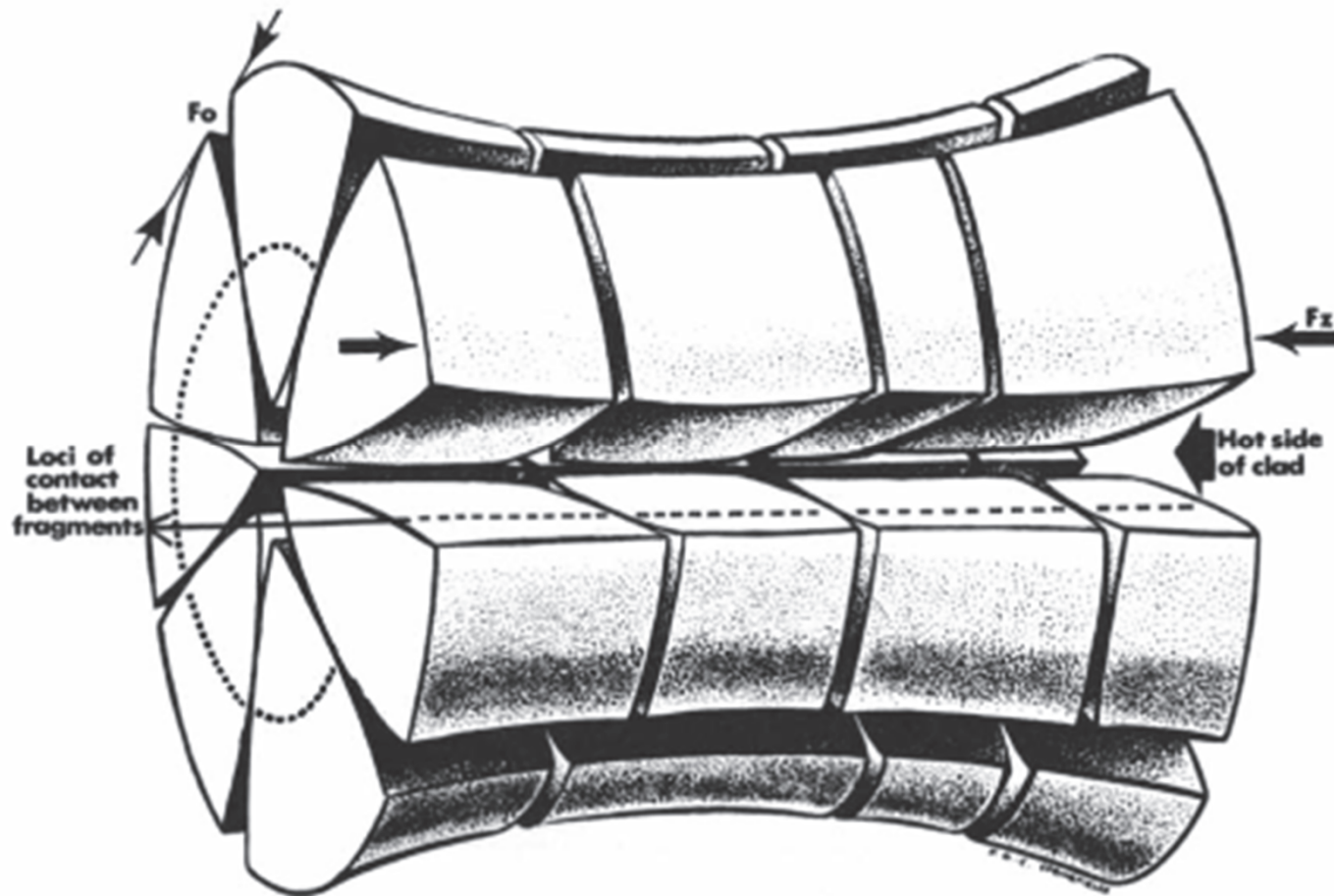
核燃料のふるまいの概要



照射中の燃料の振る舞い

- ペレット
 - 割れ、変形、焼きしまり、スウェリング(体積膨張)、ペレットと被覆管のギャップへのFP放出
- ジルカロイ被覆管
 - 照射硬化、照射成長、冷却材との反応による外面腐食、FPの介在によるペレットと被覆管の癒着、ペレットの変形による外側への変形と応力腐食、冷却材の圧力による内側への変形
- 燃料集合体
 - 燃料棒同士や燃料棒とグリッド、または燃料棒と異物との擦れ合いによる摩耗

ペレットのリッジング(鼓型変形)



ペレットの組織変形

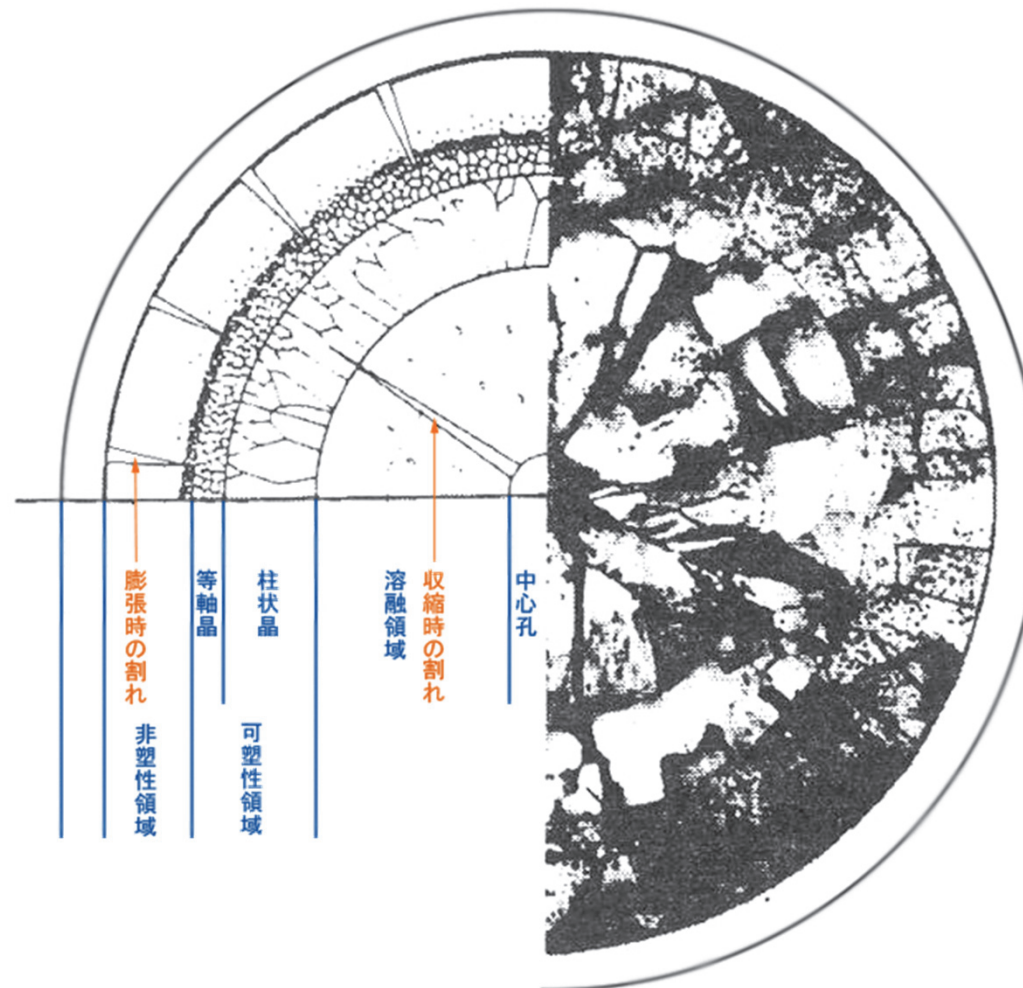
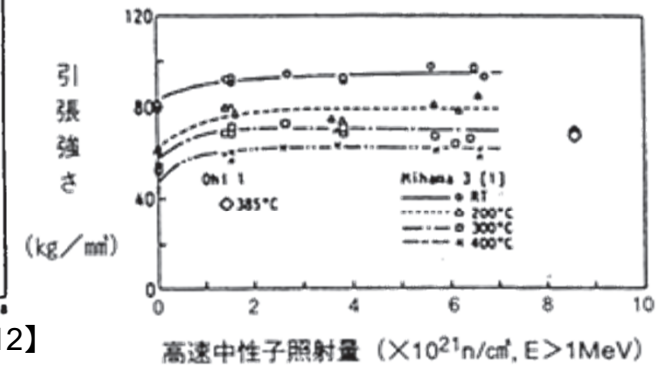
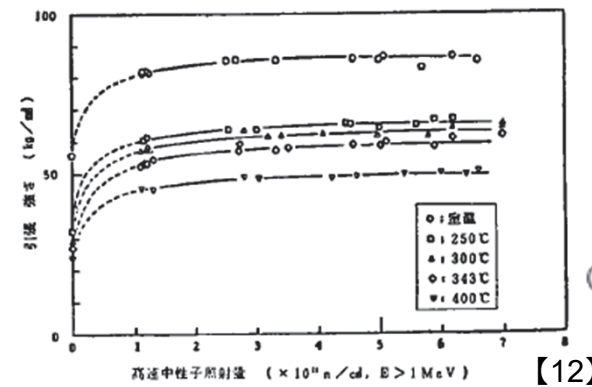
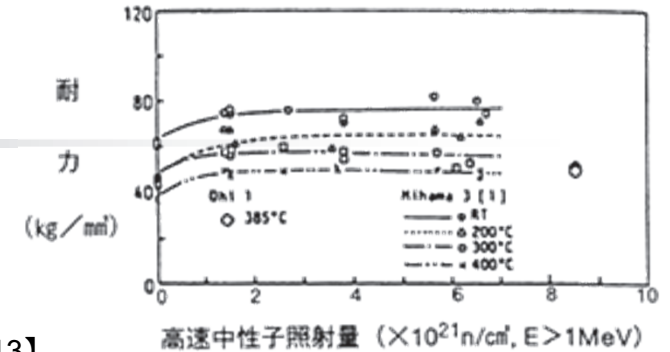
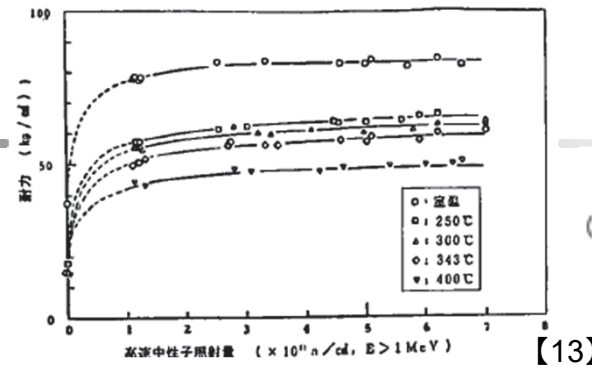


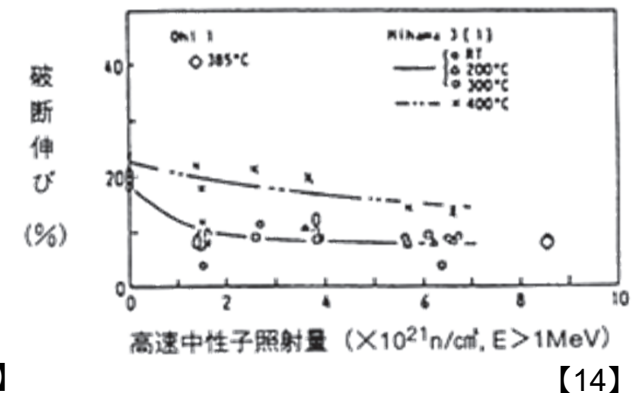
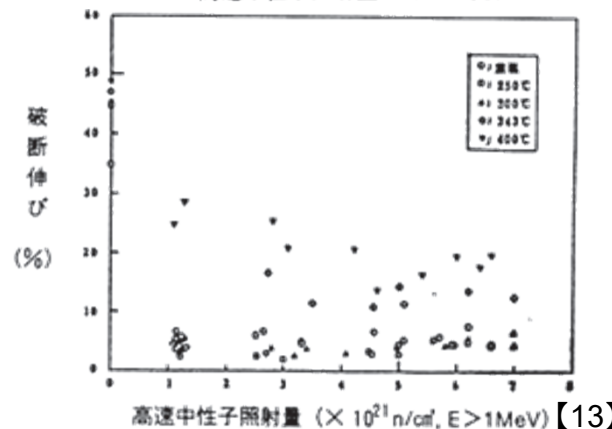
図3 使用後のUO₂ペレットの組織変化(高出力運転の場合)

被覆管の変化

- 照射と共に
被覆管は、かたく、
もろくなる



第19図 被覆管の耐力および引張強さの
高速中性子照射量に対する変化



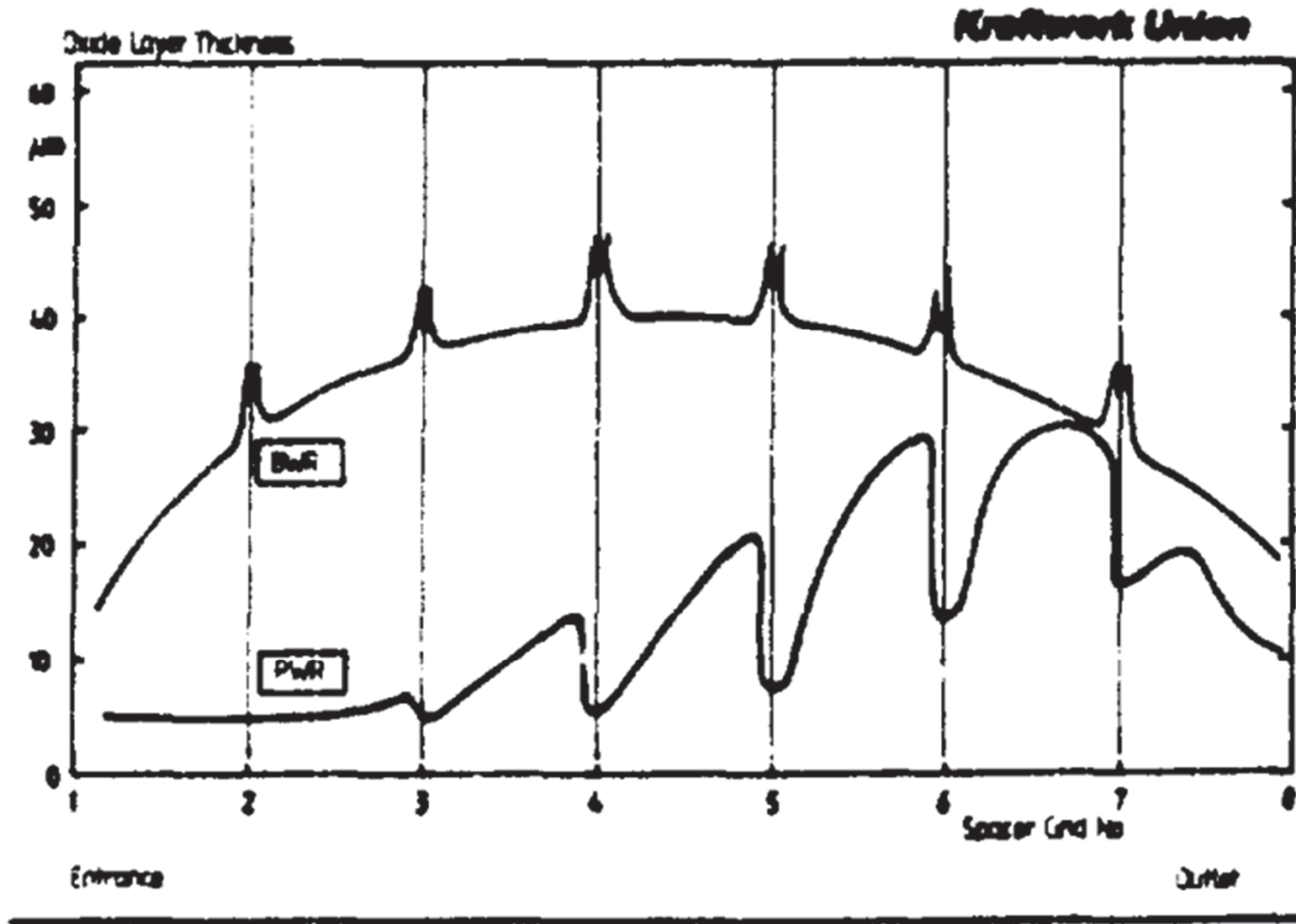
【12】出典: 三島良績 他(1986), 沸騰水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験, 日本原子力学会

【13】出典: 実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 第4版(1998年7月), 原子力安全研究協会

【14】出典: 実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 第4版(1998年7月), 原子力安全研究協会

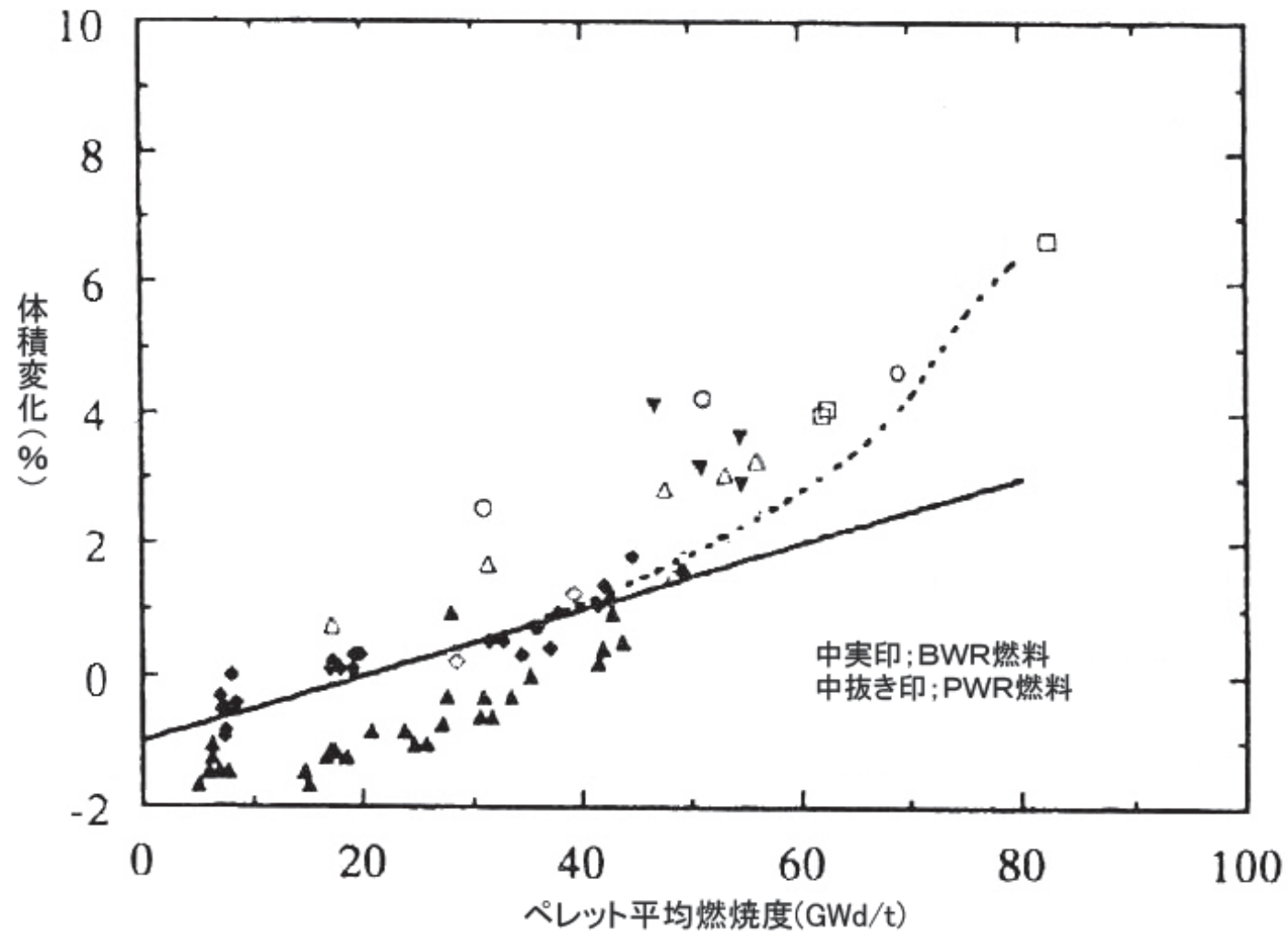
原典: S. Doi, et al. (1991), Proc. ANS/ENS Int'l Topical meeting, Avignon, France, 588

被覆管の腐食膜厚さ



Characteristic Axial Oxide Layer Profiles of PWR and BWR Fuel Rods / 2 /

ペレットのスウェリング



【16】出典:実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 第4版(1998年7月), 原子力安全研究協会
原典:K. Une, et al., ANS Topical meeting on LWR Fuel Performance, Portland, March, p. 478, 1997

燃料被覆管の破損

- 被覆管の水素化
- 被覆管の潰れ
- 水垢による腐食の促進
- PCI破損
- フレッシング腐食



図4.3.52 UO_2 ペレットの焼きしまりに起因する燃料被覆管のコラップス



燃料被覆管の破損モード

- 熱的損傷-酸化に伴う脆化
 - 被覆管外面において冷却材の沸騰遷移が発生
 - 被覆管から冷却材への熱伝達が低下するため被覆管温度が急激に上昇
 - 被覆管の外面側では表面酸化に伴う脆化が進行
 - 冷却条件が回復して急冷された際の熱収縮による急激な応力発生(熱衝撃)等により被覆管が破損
 - このような熱衝撃等による破損を防止するため、被覆管の著しい酸化に伴う脆化を抑制する必要



燃料被覆管の破損モード

■ 機械的損傷-塑性変形

- 被覆管には、燃料棒内外圧差による応力や、熱応力、水力振動による応力等が付加
- 燃料出力が上昇した場合、燃料ペレットは、温度上昇に伴う熱膨張(さらには溶融による体積増加)、内部に蓄積されたFPガスによる体積増加(スエリング)によりペレット-被覆管機械的相互作用(Pellet Clad Mechanical Interaction, PCMI)が増大
- これらにより、被覆管を外側に拡大変形させるような応力又は歪が付加
- ペレット温度が上昇した場合、燃料棒内圧が上昇し冷却材圧力を大きく上回ると被覆管は膨れる
- さらに内圧が上昇した場合には、被覆管は破裂
- 被覆管に発生する応力又は歪が過大となると、塑性変形により被覆管が破損に至る可能性
- このような塑性変形により被覆管が破損しないことが求められる



燃料被覆管の破損モード

■ 機械的損傷-クリープ変形

- 燃料ペレットは、燃焼の進行に伴うFPの蓄積によりスエリング(ふくれ)を生ずる。
- ペレットと被覆管内面との間隙(ギャップ)が閉じると、PCMIにより被覆管は外側に向かって緩やかにクリープ変形(降伏応力に達しない応力においても、長時間の応力付加により永久歪が徐々に増大すること)する
- 主にFPガスの放出により燃料棒内圧が冷却材圧力を超えて被覆管に周方向引張応力が作用した場合、ペレットのスエリング速度を上回る速度で被覆管が外向きにクリープ変形する可能性がある。
- ギャップが広がることによりギャップ熱伝達率が低下し、それによりペレット温度が上昇すると、FPガスの放出が促進されて燃料棒内圧がさらに上昇し、その結果さらにギャップが広がるといったいわゆるサーマルフィードバックを起こす可能性がある。
- このとき、燃料温度が過大に上昇し、最終的には内圧による被覆管の破裂や、燃料溶融に至る可能性がある。
- また、長時間の周方向引張応力の付加により歪が蓄積し過大となると、被覆管が破損に至る可能性がある。
- このような長時間の外向きのクリープ変形により被覆管が破損しないことが求められる。



燃料被覆管の破損モード

- 機械的損傷-クリープ・コラプス
 - 燃料棒内圧が冷却材圧力以下である場合、被覆管に圧縮応力が働く。
 - 燃料ペレットの過大な焼きしまり(燃焼の初期にペレットが収縮すること)によりペレットーペレット間に間隙が生じた状態で、被覆管に大きな圧縮応力が作用した場合、被覆管の扁平化(クリープ・コラプス)による燃料破損に至る可能性がある。
 - このようなクリープ・コラプスにより被覆管が破損しないことが求められる。



燃料被覆管の破損モード

■ 機械的損傷-疲労

- 燃料は、原子炉内に装荷されてから所定の燃焼を終えて取り出されるまでの間、起動・停止、原子炉出力調整等により種々の出力変動を経験するため、熱応力の変動、燃料棒内外圧差の変動等により、被覆管は繰り返し応力を受ける。
- このような繰り返し応力による金属疲労により被覆管が破損に至る可能性がある。
- このような疲労により被覆管が破損しないことが求められる。



燃料被覆管の破損モード

- 機械的損傷-フレットング摩耗
 - 燃料棒は、支持格子(グリッド／スペーサ)により燃料集合体の中で所定の間隔に保持されている。
 - 冷却材の流れによる燃料棒の水力振動により、支持格子と被覆管表面の接触点でフレットング摩耗が発生する可能性がある。
 - 摩耗が過度になると被覆管が破損に至る可能性がある。
 - このようなフレットング摩耗により被覆管が破損しないことが求められる。



燃料被覆管の破損モード

■ 化学的損傷-過大腐食

- 冷却材による被覆管の腐食(酸化反応)により、被覆管の表面には酸化膜が形成される。
- 酸化膜の厚さが過大になると、被覆管が破損に至る可能性がある。
- 酸化膜は金属母材に比べて熱伝導率が低いので、酸化膜の厚さが過度に増大すると酸化膜と金属母材との界面温度が高くなり、界面において酸化反応が加速的に進むことで酸化膜がさらに厚くなる。
- また、被覆管の外表面には腐食生成物等からなるクラッドが付着する。熱伝達を阻害するような異常なクラッド付着が生じると被覆管温度が上昇して腐食の進行が加速する。
- このような過大な腐食により被覆管が破損しないことが求められる。



燃料被覆管の破損モード

■ 複合要因-応力腐食割れ

- PCMIによる引張応力と腐食性FP(よう素等)による腐食(ペレット-被覆管化学的相互作用: Pellet Clad Chemical Interaction, PCCI)が重畳して被覆管内面に応力腐食割れ(Stress Corrosion Crack, SCC)によるき裂が生じる可能性がある。
- 燃料出力が急上昇した場合、PCMIの増大によりき裂が急速に進展し、被覆管が破損に至る可能性がある。このような破損をPCI破損と称している。
- このような応力腐食割れに起因した複合要因により被覆管が破損しないことが求められる。



燃料被覆管の破損モード

■ 複合要因-水素脆化割れ

- 冷却材による被覆管の酸化反応に伴い生成された水素の一部は被覆管の金属母材に吸収される。また、燃料棒内部に水分が含まれていた場合、被覆管内面からも水素が吸収される。
- 吸収された水素は金属母材に固溶(結晶構造を壊すことなく結晶格子の隙間に入り込むこと)するが、限界量を超えた水素は水素化物として析出する。
- このため、水素化物が過度に析出し脆化した被覆管に応力や歪が付加された場合、被覆管が破損に至る可能性がある。
- 水素は応力勾配下で移動する性質があり、水素を吸収した被覆管に継続的に引張応力が付加される場合、応力が集中するき裂先端部に水素が集積して水素化物の析出による局所的な脆化が生じ、き裂が進展して被覆管が破損に至る可能性がある。
- このような水素吸収に起因した複合要因により被覆管が破損しないことが求められる。

燃料被覆管の破損モード

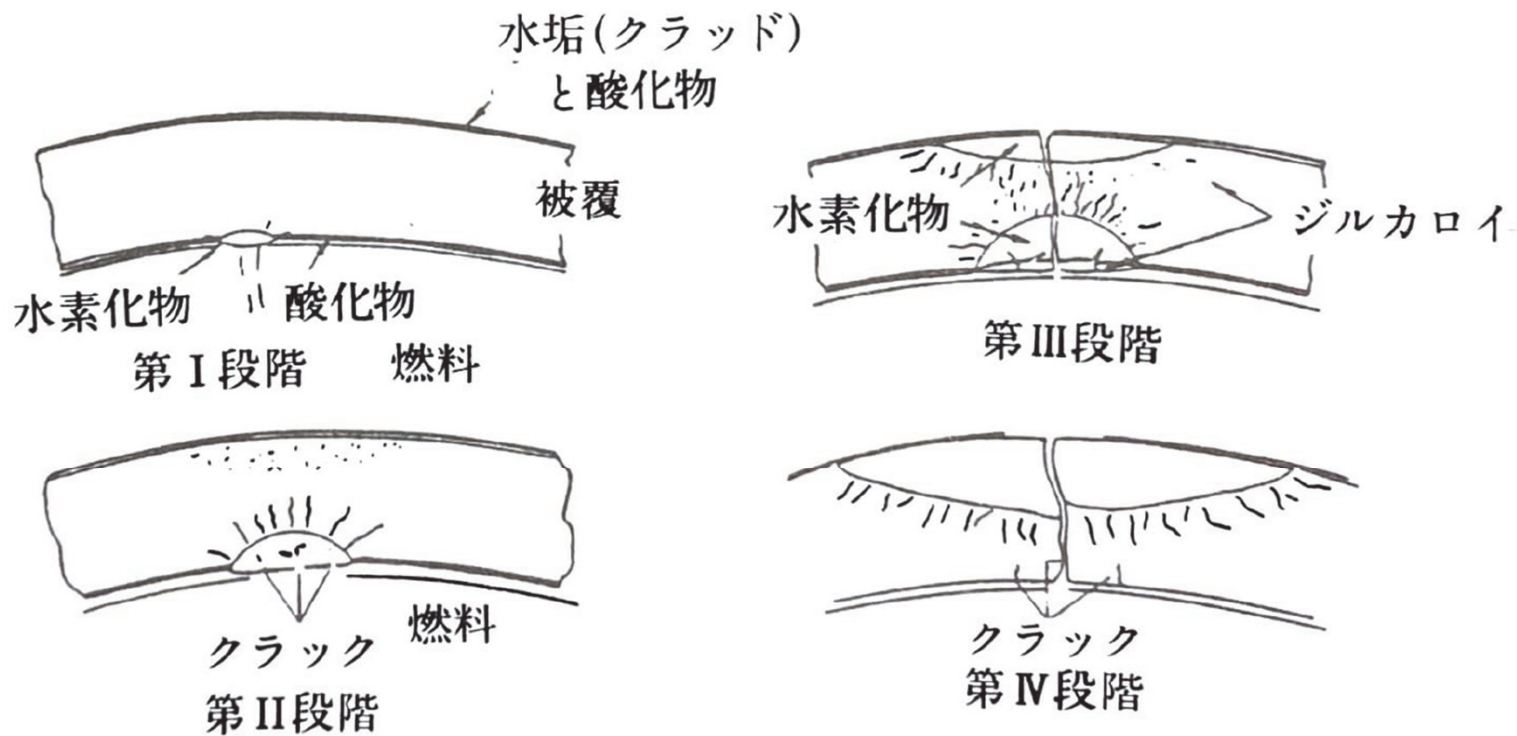


図4.3.47 ジルカロイ被覆管内の局所水素化破損の進行



より詳しく学びたい方

- 北海道大学オープンコースウェア
 - 核燃料工学(宇埜正美、福井大学附属国際原子力工学研究所)
 - <https://ocw.hokudai.ac.jp/lecture/nuclear-fuel-eng-2019>



ソースタームの概要

ソースターム: 原子力施設における事故時に外部に放出される可能性のある放射性物質



核分裂生成物：概要

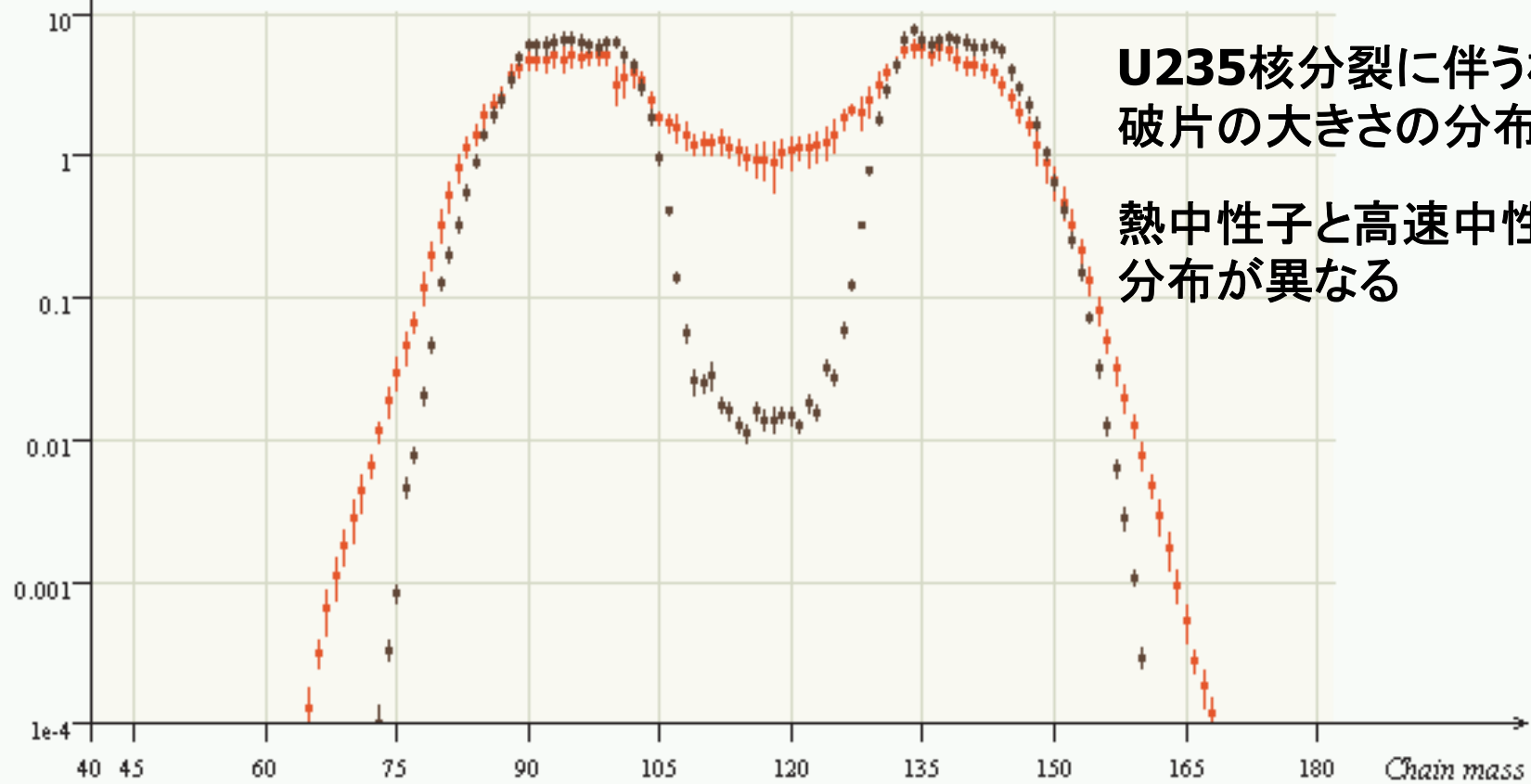
- 核分裂に伴い、以下のような粒子・放射線が放出される。
 - 核分裂破片(この崩壊に伴って、さらに中性子・ガンマ線、ベータ線などが放出される)
 - 中性子
 - γ (ガンマ)線
 - β (ベータ)線
 - ニュートリノ

核分裂破片の大きさ

- 二つの核分裂破片の大きさは通常異なる。

Fission yields : Fission data for U235 from jef22 from file:/C:/Program Files/JANIS/software/./databases/base_jef
Sum of yields
(in % per fission)

割合



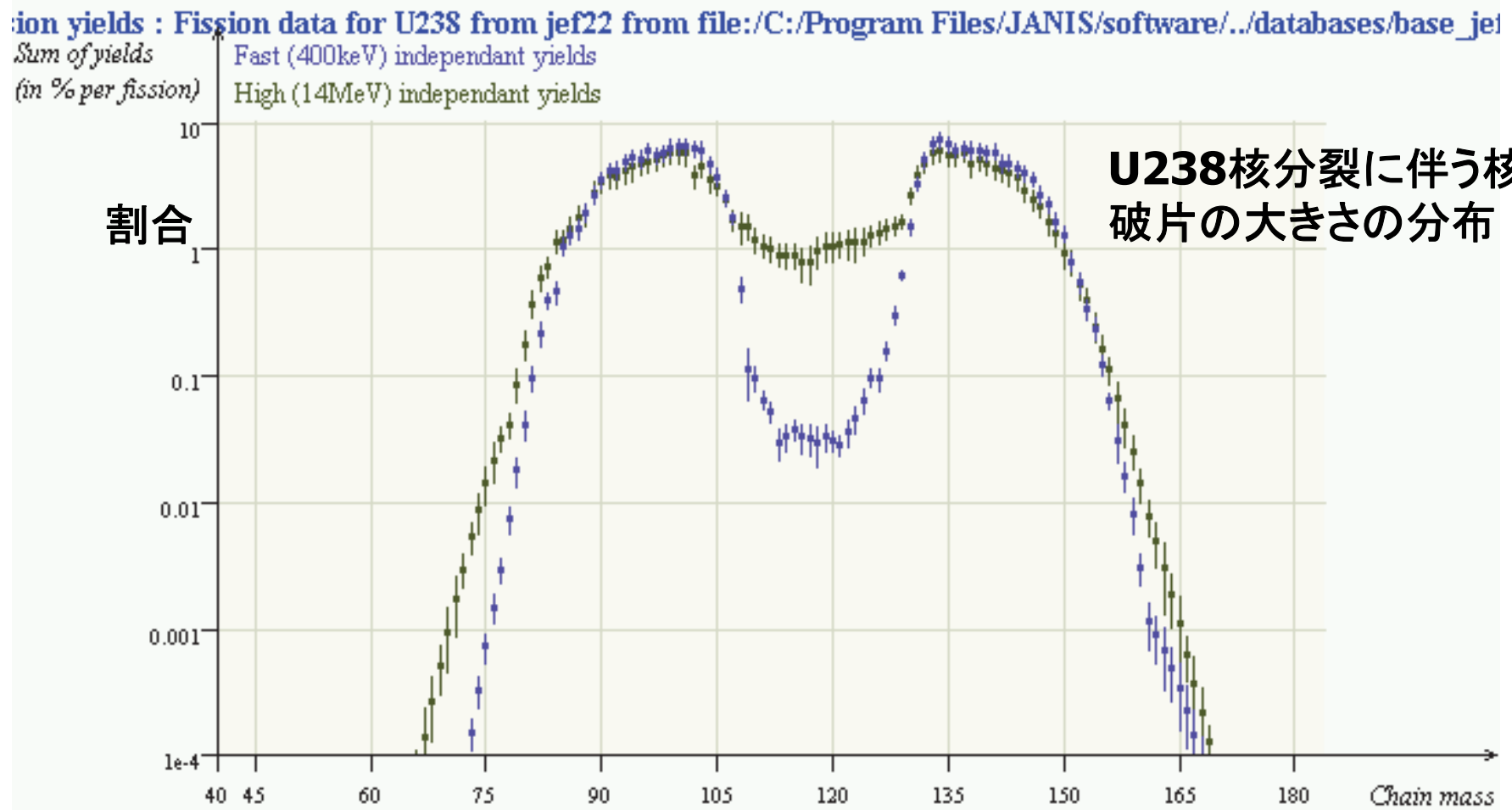
U235核分裂に伴う核分裂破片の大きさの分布

熱中性子と高速中性子で分布が異なる

核分裂破片の質量数

核分裂破片の大きさ

- 核分裂する核種によっても、分布は微妙に異なる。

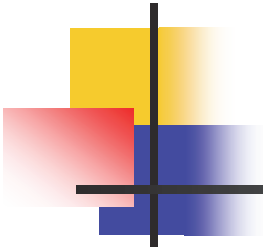


核分裂破片の質量数



核分裂破片の崩壊：概要

- 生成された核分裂破片は、中性子の数が多すぎる。そのため、不安定で一連の β^- 崩壊を起こす。
 - 例： $^{135}\text{Te} \xrightarrow{\beta^-} ^{135}\text{I} \xrightarrow{\beta^-} ^{135}\text{Xe} \xrightarrow{\beta^-} ^{135}\text{Cs} \xrightarrow{\beta^-} ^{135}\text{Ba}(\text{stable})$
- この現象は、以下の理由から重要である。
 - 核分裂エネルギーの回収
 - 崩壊熱
 - β/γ 線の発生



崩壊熱(1)

- 崩壊熱の近似式は、以下のように表すことができる。P0は停止直前の原子炉出力。

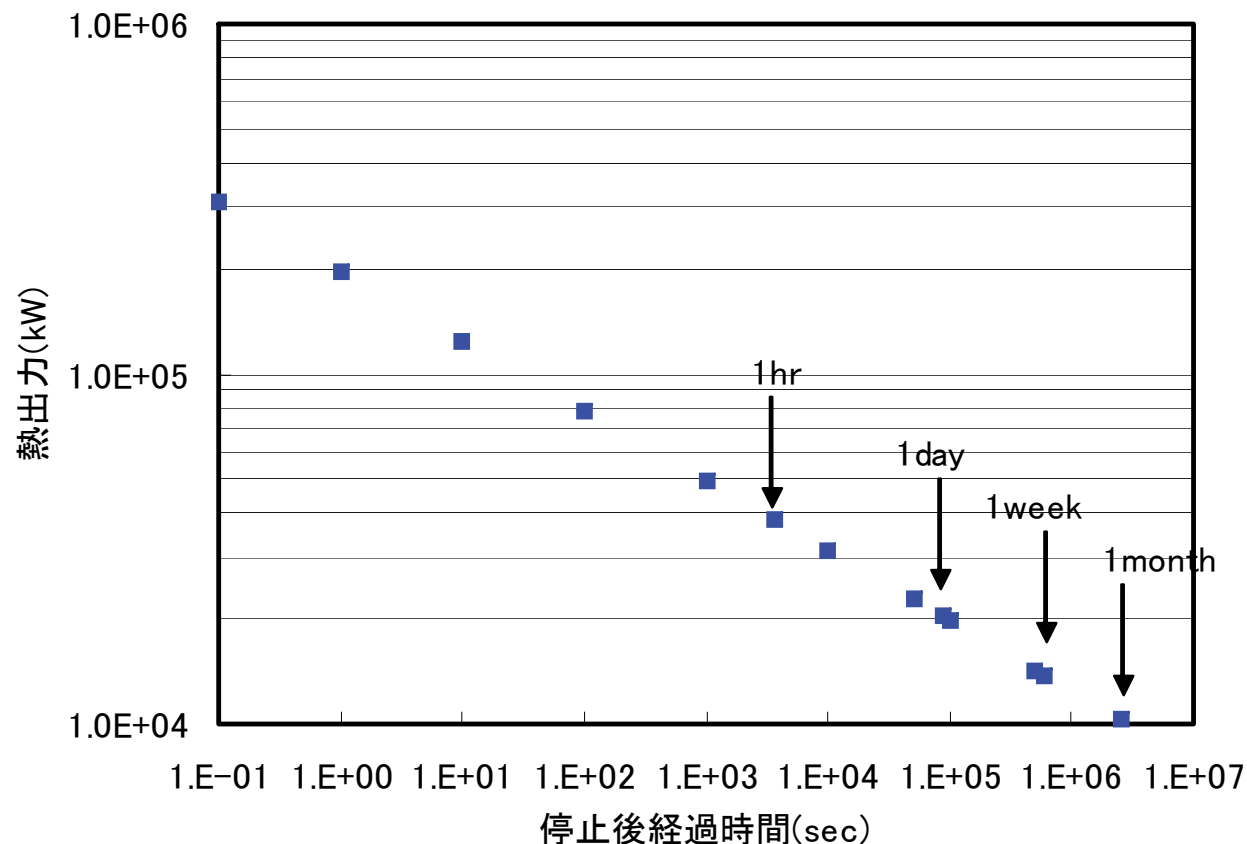
$$\frac{P(t, T)}{P_0} = 0.066[t^{-0.2} - (t + T)^{-0.2}]$$

- 一般にTは十分に大きいと考えられるので

$$\frac{P(t, T)}{P_0} = 0.066t^{-0.2} \quad (t : \text{sec})$$

崩壊熱(2)

- 3000MW級原子炉を1年動かし、停止したあとの崩壊熱・・・残留熱除去系が必要



崩壊熱(3)

- 安全評価には、米国原子力学会や日本原子力学会の標準、もしくは、ORIGEN2コードによる計算値が用いられる。
 - 保守的評価値と最適評価値の違いに注意。

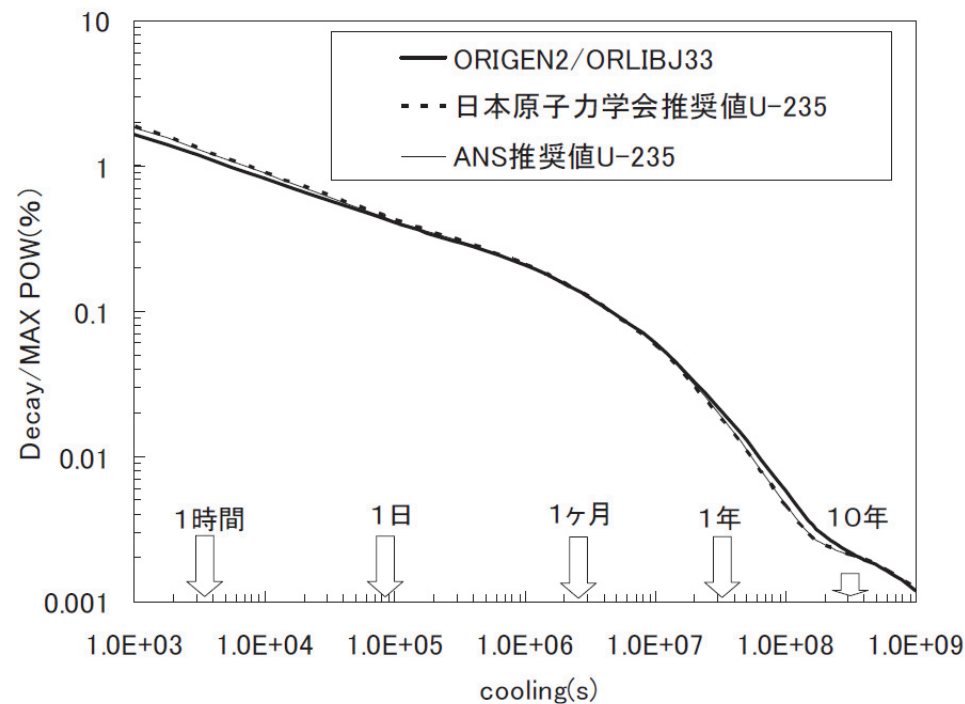


図2 U-235のFP崩壊熱(2年照射)

崩壊熱(4)

■ 使用済みウラン燃料の崩壊熱

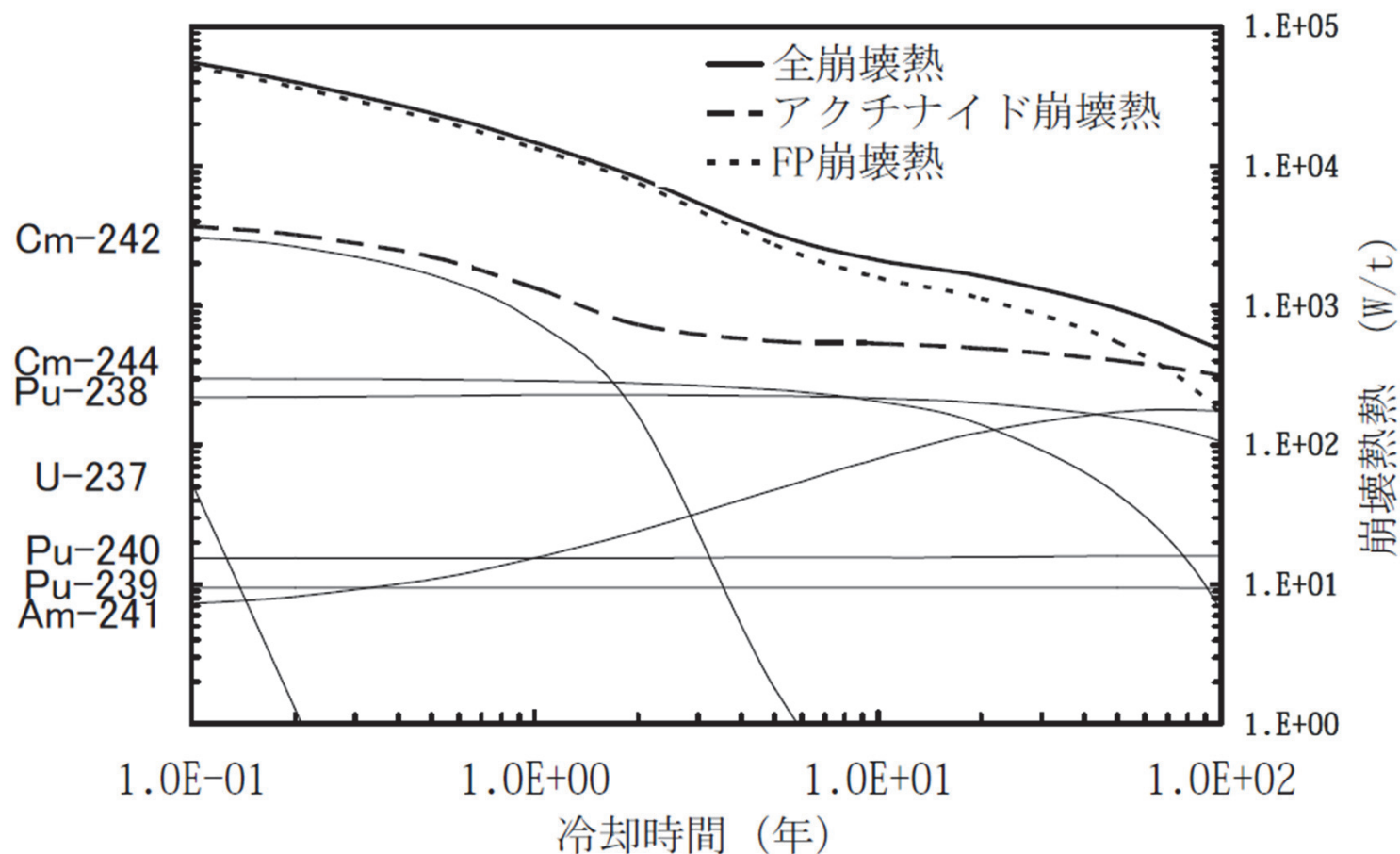
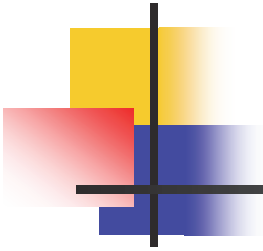


図3 ウラン燃料の燃焼停止後のFP及びアクチナイド崩壊熱



必要な注水量の計算

- 熱出力3000MWのプラントについて、スクラム直後、1時間、1日経過したとき、炉心で発生する崩壊熱を除去するために必要となる注水量を計算せよ
 - 水の蒸発潜熱:2300kJ/kg



α、β、γ線核種

- α核種

- ^{238}U , ^{238}Pu , ^{240}Pu などの重核種
- 揮発性でなく、重たいため、一般的には遠くまで飛散しない

- β核種

- ^3H (トリチウム)は、水の形で拡散
- ^{90}Sr は、揮発性でなく、一般的には遠くまで飛散しない
- ^{131}I は、揮発性であり、遠くまで飛散する

- γ核種

- Kr, Xeは、希ガスであり、遠くまで拡散
- ^{131}I は、揮発性であり、遠くまで拡散
- ^{134}Cs , ^{137}Cs は、揮発性であり、遠くまで拡散

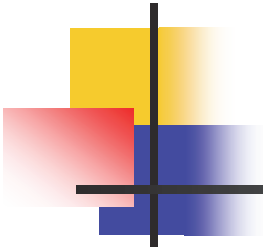


參考資料



燃料棒内の温度分布

- ペレット内の熱伝達
 - 熱伝導方程式を解く
- ペレット-被覆管の間の熱伝達
 - ギャップコンダクタンスにより求める
- 被覆管内の熱伝達
 - 熱伝導方程式を解く
- 被覆管-冷却材の間の熱伝達
 - 被覆管-冷却材の熱伝達率より求める



ペレット内の温度分布

- ペレットを一次元の円柱で近似し、熱伝導方程式を解く

$$-\frac{1}{r} \frac{d}{dr} r k_F \frac{dT}{dr} = q'''$$

k_F : 熱伝導率
 q''' : 発熱密度 [J / cm^3]

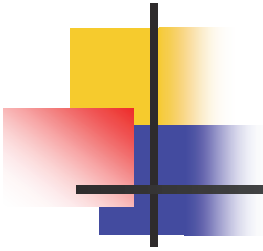
- 境界条件
 - 中心で温度勾配が零
 - 中心の温度を T_{CL} とする

ペレット内の温度分布

- 解は $T(r) = T_{CL} - \frac{q'''}{4k_F} r^2$
 $\Delta T_{Fuel} = T_{CL} - T(r_F) = \frac{q'''}{4k_F} r_F^2$ ペレット半径
- 燃料棒単位長さ当たりの発熱密度(線出力密度)との関係は以下の通り

$$\Delta T_{Fuel} = T_{CL} - T(r_F) = \frac{q'}{4\pi k_F} \quad (q'[J/cm] = \pi r_F^2 q''')$$

- ペレット中心とペレット端での温度差は数百度



ペレット-被覆管ギャップでの温度差

- ペレットと被覆管のギャップには、ヘリウム・核分裂生成物の希ガスなどで満たされており、熱伝導度が悪い。
- さらに、燃焼とともにギャップの状態が変化し、熱伝導方程式を計算モデルで解くことが困難となる
- そこで、ギャップでの温度低下は、実験的に決められるギャップコンダクタンス(ギャップ熱伝達係数)を用いて以下の様に表す。

$$\Delta T_{Gap} = \frac{q''}{h_G}$$

q'' : ペレット表面熱流束 [J / cm^2]

h_G : ギャップコンダクタンス

- ギャップでの温度低下は140°Cから280°C程度

被覆管内の温度分布

- 被覆管内の温度分布は、熱伝導方程式を解くことにより得ることが出来る。

$$-\frac{1}{r} \frac{d}{dr} r k_c \frac{dT}{dr} = 0$$

- 被覆管内の温度降下は以下の式で与えられる。

$$\Delta T_{Clad} = T_C - T_S = \frac{q'''}{2k_C} r_F^2 \ln \frac{r_F + t_C}{r_F}$$

T_C : 被覆管内面温度

T_S : 被覆管外面温度

t_C : 被覆管厚さ



被覆管内の温度分布

- 被覆管内の温度降下は以下の様に近似できる。

$$\Delta T_{Clad} = T_C - T_S = \frac{q'''}{2} r_F \frac{t_C}{k_C} = \frac{q'}{2\pi r_F} \frac{t_C}{k_C}$$

- 一般的には温度低下は数十°C程度



被覆管表面と冷却材の温度差

- 被覆管から冷却材への熱伝達は、対流の熱伝達係数を用いて以下の様に表される

$$q'' = h_s (T_s - T_{fl}) \quad h_s : \text{対流熱伝達係数}$$

$$T_{fl} : \text{冷却材温度}$$

$$\Delta T_{Cool} = T_s - T_{fl} = \frac{q''}{h_s} = \frac{q'''}{h_s} \frac{r_F^2}{2(r_F + t_C)} = \frac{q'}{h_s 2\pi(r_F + t_C)}$$

- PWRでは、 ΔT_{cool} は10°Cから20°C程度

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	+	炉物理教科書：中級編，原子炉物理（シリーズ：現代核科学の基礎），第10章，日本原子力学会， https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/others/study/text_aesj.html
【2】	+	1次冷却設備，三菱重工業株式会社， https://www.mhi.com/jp/products/energy/reactor_coolant_pump.html
【3】	+	NRC, Cutaway View of a Westinghouse System Generator, https://atomica.jaea.go.jp/data/fig/fig_pict_02-01-01-02-09.html
【4】	+	原子力・エネルギー図面集，5-1-6， https://www.ene100.jp/zumen/5-1-6
【5】	+	実務テキストシリーズNo. 1（改訂第4版）軽水炉発電所のあらまし，令和3年2月，p. 136，図3. 3. 4， 原子力安全研究協会
【6】	+	東京電力株式会社，福島第二原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（3，4号原子炉の増設および1，2号炉施設 の変更，昭和53年8月，p. 8-3-109）， https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-03-03-01.html
【7】	+	原子力がひらく世紀（1998），p. 158，図6-16，日本原子力学会
【8】	+	内閣総理大臣官房原子力安全室（監修），改訂10版原子力安全委員安全審査指針集，大成出版社（2000年11月） p. 1269， https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_11-03-01-25.html
【9】	+	実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい，改定新版（1990年7月），p. 37，原子力安全研究協会
【10】	+	D. O. Pickman (1972), Design of fuel elements, Nuclear Engineering and Design, Vol. 21 (2), p. 312, Fig. 8, ELSEVIER, https://doi.org/10.1016/0029-5493(72)90079-9

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【11】	+	実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 第4版(1998年7月), p. 212, 原子力安全研究協会 原典: H. Stehle (1970), Atomwirtsch Atomtech., 15, 450
【12】	+	三島良績 他(1986), 沸騰水型原子炉燃料集合体の信頼性実証試験, Vol 29 (2), p. 106, 第19図／第24図, 日本原子力学会, https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesj1959/29/2/29_2_90/_pdf/-char/ja
【13】	+	実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 第4版(1998年7月), p. 232-233, 原子力安全研究協会
【14】	+	実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 第4版(1998年7月), p. 232-233, 原子力安全研究協会 原典: S. Doi, et al. (1991), Proc. ANS/ENS Int'l Topical meeting, Avignon, France, 588
【15】	+	Garzarolli, F., et al (1981), IAEA Specialists' Meeting., mol, p. 198, International Atomic Energy Agency, https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/12/638/12638863.pdf
【16】	+	実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 第4版(1998年7月), p. 209, 原子力安全研究協会, 原典: K. Une, et al., ANS Topical meeting on LWR Fuel Performance, Portland, March, p. 478, 1997
【17】	+	実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 改定新版(1990年7月), p. 137, 原子力安全研究協会
【18】	+	実務テキストシリーズNo. 3 軽水炉燃料のふるまい, 改定新版(1990年7月), p. 135, 原子力安全研究協会
【19】	+	吉田正, 崩壊熱, 炉物理の研究, 第64号, 2012年3月, 日本原子力学会・炉物理部会, https://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/annual_report/RPDNo64.html