

再臨界について

京都大学原子炉実験所

中島 健

1. はじめに

原子炉では臨界量以上の燃料を適切に配置して、体系を臨界状態としてその際に発生するエネルギーを利用する装置であることから、一旦停止した後でも何らかの異常が重なれば、再び臨界になることの可能性は否定できない。事実、過去には、停止中の BWR において制御棒操作のミスにより、数本の制御棒が部分的に引き抜かれて、(超)臨界に達している。東京電力福島第一原子力発電所においても、再臨界の可能性はゼロではない。このため、事故収束の作業においては、ホウ酸を注入する等の再臨界防止策が実施されている。しかしながら、これまでの国及び東京電力の情報開示方法を含む事故対応に対する不信感が広まっており、既に再臨界が起っていたのではないかと、あるいはこれから再臨界となり大量の放射性物質が放出されるのではないかと懸念する声もある。

このような疑問にどこまで答えられるかはわからないが、現実の問題として再臨界が起こりうるのか、確率論的評価は無理としても、技術的判断として再臨界がどの程度起こりやすいのかを検証するべきであろう。また、もし再臨界となった場合にどのような影響が生じ得るのか、事故の進展や放射性物質の放出にどの程度の影響が生じ得るのかを検討しておくことも必要と考える。

本稿では、これまでに得られている情報^{1,2)}をもとに、これらの問題について考えてみることにしたい。なお、ここに述べる内容はあくまでも筆者の個人的見解であり、後日振り返ってみたときに、的外れなことを述べている可能性もあることをご了解いただきたい。

注) 本稿は、第 43 回炉物理夏期セミナー(2011 年 8 月開催)のテキストに一部加筆・修正したものである。

2. 「再臨界」とは

「再臨界」とは、どのように定義されるのかを考えてみる。米国の臨界安全用語集には、再臨界(re-criticality)の記載が見当たらなかったが、インターネットで検索してみると以下のような記述があった。(Webilo 辞書の新語時事用語辞典)

再臨界とは、臨界状態であった原子炉などが、一旦停止するなどして核分裂が止まっている状態である「未臨界状態」になった後に、何らかの原因により再び臨界になることである。「再臨界状態」とも呼ばれる³⁾。

この定義に従えば、もともと未臨界状態に設定されている燃料貯蔵施設(使用済燃料プールなど)において、何らかの外乱により臨界状態となることは「再臨界」には該当しない。これは「臨界事故」と呼ばれる。では、停止状態の原子炉で点検中に制御棒が抜けてしまったような事象(古くは SL-1⁴⁾、比較的最近では志賀 1 号機⁵⁾)は、「再臨界」に該当するであろうか。個人的には、これらを再臨界事象と呼ぶには違和感を覚える。炉が停止する事象と、「再」臨界が発生する事象とに関連性(共通要因)が見られないためである。地震(とその後の津波)という同じ要因で、炉が停止し、再び臨界となる事象が「再臨界」と呼ぶ事象ではないかと考える。再臨界事象として安全評価が行われているのは、高速増殖炉の

炉心溶融事象⁶⁾であろう。この場合は、一度停止した高速炉の炉心が何らかの原因で溶融し、それがどこかに塊となって再び臨界となることを想定している。福島第一原発においても、同様の事象が生じるのではないかと懸念があるのは、このような高速炉での想定事象から類推されているのであろう。

なお、上述のように使用済燃料プールにおける臨界事象は「臨界事故」と呼ぶべきであるが、本稿では、この事象も「再臨界」の一つとして考えることとする。

3. 東電福島第一原子力発電所の状況

福島第一発電所の各号機の概要を表1に、地震発生前の状況を表2に示す¹⁾。また、1号機から3号機の炉心内燃料の平均燃焼度は、名古屋大学の遠藤氏によると、以下のとおりである⁷⁾。

1号機: 約 26 GWD/t

2号機: 約 24 GWD/t

3号機: 約 22 GWD/t

3.1 炉心(1号機~3号機)

地震発生時に運転中であった1号機~3号機はいずれも地震によるスクラム信号が発生し、全制御棒が挿入されている。また、地震による主要な機器の損傷は、これまでの調査では認められていない。

東京電力による解析²⁾によると、1号機では非常用復水器の停止を想定すると、比較的早期に炉心損傷が発生し、その後原子炉圧力容器が破損することとなる(図1(a))。また、2号機、3号機では炉心の水位計が正しい(燃料有効部に水が存在する)とすると、原子炉隔離時冷却系または高圧注水系の機能低下に伴う水位低下の結果、炉心損傷が開始するが、圧力容器内で燃料は保持される(図1(b))。しかし、水位が燃料有効部底部以下であったとすると、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。東京電力の見解では、温度等のパラメータは、燃料の大部分が圧力容器内にあることを示唆するものであり、原子炉圧力容器に損傷があったとしても大規模なものではないとしている。いずれにせよ、どの炉心においてもかなりの炉心溶融が発生しており、炉心の形状・配置は大きく変化していると考えられる。なお、この解析では制御棒の状態については記載がないが、シース(被覆)材であるステンレス鋼は融点が1400~1500°C程度⁸⁾、 B_4C は約2450°Cであり⁹⁾、また両者の共晶反応により融点が約1200°Cに低下することが報告されている¹⁰⁾ことから、炉心溶融が生じた際には制御棒も溶融していると判断できる。

3.2 使用済燃料プール(1号機~4号機)

使用済燃料プールについては、いずれも冷却機能喪失に伴い、水位の低下が発生したため、ヘリコプターや放水車による放水が行われ、その後、コンクリートポンプ車による海水注入(後に淡水に切り替え)が行われた。その後、全てのプールについて循環冷却システムが設置され、安定な冷却が行われている。また、プール水の放射性物質濃度測定が行われ、その結果、大部分の燃料が健全であると推定されている¹⁾。

1 「東京電力福島第一原子力発電所・事故の終息に向けた道筋 ステップ2完了報告書」、原子力災害対策本部 政府・東京電力統合対策室(平成23年12月16日)

4. 再臨界の可能性

4.1 状況証拠

再臨界の発生が話題となった事象としては、敷地周辺での中性子の検出とタービン建屋地下の汚染水における短寿命放射性核種の検出が挙げられる。

中性子については、3月13～15日に1、2号機の南西約1キロにある正門付近において0.01～0.02 μ Sv/hを計22回検出した。東京電力によると「3日間と限られた期間しか検出されていないので、炉心から放出したウランやプルトニウムなどによる中性子線と考えられる」とのことである¹¹⁾。

また、3月末に1号機タービン建屋地下の汚染水から塩素38(半減期約37分)が、2号機のタービン建屋地下の汚染水からはヨウ素134(半減期約53分)が、トレンチの汚染水からテルル129(半減期約70分)等が検出されたとの報告があったが、短期間のうちに測定ミスであったとして、検出限界以下に訂正されている¹²⁾。

上述のように、両事象とも臨界に達した場合に観察される可能性のある事象ではあるが、これらの事象のみをもってして臨界と判断するには、状況証拠が不十分である。すなわち臨界に伴い発生するはずの他のFPや放射化物の検出が無く、再臨界と判断することには無理があると考えられる。

なお、11月1日には、2号機に設置した原子炉格納容器ガス管理システムにより採取したガス中に短半減期のキセノンが検出されたことから局所的な臨界が発生した可能性が指摘されたが、その後の評価により、燃料中に蓄積したキュリウムの自発核分裂により発生したキセノンの濃度と同程度であることが判明した¹³⁾。このことは、もし臨界になっていたとしてもその規模は大きく見積もっても自発核分裂程度であり、今後の燃料の冷却や放射性物質放出の抑制に影響を与えるものではないことを示している。

4.2 再臨界の可能性

1) 炉心

①炉心溶融の過程

炉心では冷却水の減少に伴い、燃料が露出し、1200℃近くで被覆管の酸化が始まる(これにより水素が発生する)。さらに温度が上がると、燃料ペレットの溶融が起こる。また、その過程で制御棒の溶融も起こっていると考えられる。このような状況では、減速材である水が存在していないために、例え制御棒のみが溶融した場合でも、低濃縮ウラン体系では臨界に達することはない。

②再冠水過程

炉心溶融後の再冠水の過程で再臨界が発生するかどうかは、炉心溶融の状態に依存すると考えられる。燃料が完全に溶融して、圧力容器底部に溜まっているような状況では、冷却水が注入されたとしても、減速材としての十分な働きを期待できないことから、臨界になることはないと考えられる。しかし、燃料の一部が形状を維持して存在している場合、その領域の制御棒が抜け落ちる等により存在しなければ、冷却水の注入により局所的な臨界状態が発生する可能性はある²⁾。なお、軽水炉燃料では、縦・

²⁾ 1990年代に欧米で行われたBWRの評価(解析)によると、全電源喪失による冷却機能喪失の結果、炉心中心部の制御棒が1200℃程度で溶融・脱落(燃料は残存)し、その直後に電源が回復し、冷却材注入が行われると、即発臨界を超える反応度が添加される可能性がある¹⁴⁾。

横・高さが約40cmの大きさであれば臨界となりうる(新燃料の場合)。

東京電力の解析によると、炉心上部の燃料は比較的短時間で熔融、流下し、下部の燃料の流路を閉塞している。下部の燃料が形状を維持している状況で制御棒が熔融して存在しない場合でも、炉心閉塞に近い状態となっている燃料では、もともと減速不足であった格子がさらに減速不足の状態となることから、増倍率は減少することとなるが、臨界となるかどうかは閉塞の状況に依存する。例えば、図2に示すような特性をもつ燃料格子系(BWR燃料格子、ウラン濃縮度3.7wt%)で、初期の燃料体減速材体積比(V_m/V_f)が、1.7程度の場合、3/4程度の流路閉塞が発生してVRが0.4程度に減少しても、無限増倍率は約1.1であり、100cm×100cm×100cm位のクリーンな燃料領域が存在すれば臨界となりうる³。なお、図2より、 V_m/V_f が小さい領域では、中性子スペクトルが硬いため、塩素(³⁵Cl)の中性子吸収効果が大きい海水注入の場合でも、臨界性に大きな違いが無いことがわかる。

③その後の冷却過程

燃料が完全に熔融したような状態で、冷却のための注水が行われている過程での再臨界の可能性については、熔融の状況によると考えられる。熔融した燃料が大きな塊として底部に存在し、内部に水が浸入できないような場合には、上でも述べたように、臨界にはなることはないと考えられる。一方、熔融した燃料が微小な粉(粒)となって冷却水中に分布するような場合や、熔融した燃料の大きな塊の内部に水が浸入し得る場合を想定すると、再臨界の可能性はある。

図3は、 UO_2 が水中に均質に分散した場合の無限増倍率のH/U依存性を表わしており、ウラン濃縮度0.5~10wt%についてのデータがプロットされている¹⁵。ウラン濃縮度4wt%の場合、H/U約0.6~70の場合に無限増倍率が1以上となり、臨界となる可能性がある(濃縮度2wt%では、H/U約1.0~30)。なお、H/Uとウラン濃度の関係は以下のとおり(図4参照¹⁵)となっており、最もウラン濃度が低いH/U=70の場合でも、約0.4gU/cm³(400gU/liter)であり、かなりの高濃度であることがわかる。このような高濃度でウランの粉末が均質に水中に分散することは、現実問題としては想定し難いと言える。むしろ、熔融した燃料が圧力容器底部等において、大きな軽石のような多孔質岩石状に固まり、そこへ水が浸入するという場合に、臨界となる可能性があると考えられる。

H/U	0.6	1.0	30	70
ウラン濃度 (gU/cm ³)	約8	約7	約0.8	約0.4

2) 使用済燃料プール

使用済燃料プール内の燃料は、一部が損傷している可能性はあるが、多くは健全であると推定されている。燃料が損傷して、プール下部に堆積した場合の臨界性については、炉心熔融の場合と類似の状況であると考えられる。一方、燃料が健全のまま燃料貯蔵ラックが変形した場合には、炉心と異なり制御棒が無いことから、臨界になる可能性が高い。なお、使用済燃料の貯蔵ラックは、アルミニウム製及びボロン添加アルミニウム製である(共用プールはステンレス製のラックを使用)¹⁶。

ラックが変形する原因としては、以下の事象が考えられる。

- ・ 温度の上昇

³ 移動面積 M^2 を約 33cm^2 と想定し、以下の臨界方程式より立方体の臨界寸法 X を算出。

$$1 = k_{\text{inf}} / (1 + M^2 \times 3(\pi/X)^2) = 1.1 / (1 + 33 \times 3(\pi/X)^2)$$

- ・ 水素爆発
- ・ 腐食(水質変化)

これらのうち、水温上昇による変形が起こるためには、プール内水位が低下し、燃料集合体が空气中に露出する必要がある。現状で確実なことは言えないが、これまでのデータを見る限りでは、燃料が露出するまで水位が低下した状態が生じたとは考えにくい。

原子炉建屋上部で水素爆発が発生した1号機、3号機では、爆発時の機械的な力により燃料集合体及びラックが変形・破損している可能性がある。4号機については、目視観察できる範囲では、燃料集合体、ラックともに健全と見なせる。

腐食については、使用済燃料プール内に混入したコンクリート等のがれきによりプール水が強アルカリ性となったため、中和するためにホウ酸水を注入するとの報道がある¹⁷⁾。このような状況が放置されれば、アルミニウム製のラックが変形し、燃料集合体同士が近接することにより臨界となる可能性がある。

4.3 燃焼等の影響

図5に、燃焼度を21GWd/tとしたときの均質 UO_2-H_2O 系の球形状炉心の実効増倍率を新燃料(0GWd/t)の値とともに示す。ここでは、2号機あるいは3号機に装荷された燃料量である燃料集合体548体に相当する初期 UO_2 量を用いた。燃焼燃料、新燃料ともに実効増倍率のH/U依存性は概ね同じ傾向を示しているが、両者の差異はH/Uが増加するにつれて(減速過剰になるにつれて)減少していることがわかる。当然ながら、燃焼燃料の方が臨界となりうる(増倍率 >1)範囲が狭くなっている。なお、燃焼燃料の実効増倍率評価において、考慮したFP核種は、臨界安全ハンドブック¹⁸⁾において燃焼度クレジットの評価時に考慮して良いFP核種としている。

図6及び7には、ホウ素濃度及び塩分(NaCl)濃度の実効増倍率への影響を示す。いずれも、H/Uが2.876(減速不足)、11.505(最適減速)、25.89(減速過剰)の3点について求めてある。減速不足の状態(H/U=2.876)では、中性子吸収体の効果が弱いため濃度依存性が少なくなっていることがわかる。また、ホウ素とNaClの効果を比べてみると、ホウ素が塩分の約10倍の効果があることがわかる。これは、ホウ素の熱中性子吸収断面積(約790b)がNaCl(約33b)の約20倍、重量が約5倍(ホウ素の原子量約11、NaClの分子量約58)となっているためである。

4.4 可能性の検討

以上の議論より、燃料が溶融した場合には、微小な燃料の粉が冷却水中に分散することにより再臨界となる可能性は否定できないが、ウランがかなりの高濃度で水中に分散する必要があることから、現実問題としては、再臨界となることを想定することは難しいと言える。しかし、溶融した燃料の大きな(多孔質の)塊の内部に水が浸入した場合には、そのときのH/Uによっては臨界になることがあり得る。1号機及び2号機では、格納容器内のガス中の短半減期のキセノンをモニタし、自発核分裂レベルの濃度でも検出が可能となっており、また、臨界停止のためのホウ酸水注入も準備されている。従って、万一の再臨界となった場合には、それを検知し、ホウ酸水注入により未臨界とすることは容易に実施できると言える。

一方、使用済燃料プールにおいては、ラックの変形により燃料集合体同士が近接し、臨界となる可能性がある。BWRでは新燃料集合体数体程度が適切に近接すると臨界になりうる。このため、ラックの健

全性を維持することが再臨界を防止する上で留意すべき事項となる。

5. 再臨界になったら？

再臨界となった場合に、どのくらいの規模の事象となるのであろうか。一般に臨界超過事象(臨界事故事象)の最大規模は、超過反応度と体系の体積の大きさに依存する。軽水炉のような低濃縮ウラン体系では、体系を大きくしないと臨界にはならないことが多いが、その分超過反応度がそれほど大きくなり、結果として、事故の規模はある程度の範囲で収まるものと考えられる。ただし、例えば図3において、 $H/U = 100$ のような減速過剰の状態でも臨界に達したとすると、その後の出力上昇・温度上昇により、 H/U が減少することとなり、その結果、正の反応度が添加される。その場合、即発臨界を超過する可能性もある。また、水の温度上昇による密度変化や沸騰によるボイドの発生は、体系からの中性子の漏れを増大させることとなるが、体系の寸法が大きい場合には、その変化は小さいものにとどまる。燃料のドップラー効果については燃料の状態に依存するが、燃料棒中の燃料のように高温にはならないと考えられるために、そのフィードバック効果はあまり期待できない。従って、この場合は、大量の水が蒸発して体系寸法がある程度小さくなるまで臨界が続くため、事故の規模は大きくなるものと思われる。ただし、これまでの冷却作業において再臨界の発生は確認されておらず、今後の作業においても燃料の形状を変化させるようなことがなければ、臨界になることは考えにくい。

一方、使用済燃料プールにおいて、ラックが変形し臨界となった場合には、通常の炉心内での反応度添加事象に類似であり、ドップラー効果、減速材反応度効果が負のフィードバックとして有効に働くものと思われる。ただし、最終的に収束するためには、ホウ酸の投入などの停止措置を施すことが必要となる。

このような再臨界が発生した場合には、短半減期のFPの発生や中性子線の放出が起こり、それらが何らかの方法で検出されものと考えられる。1号機及び2号機については、上述の原子炉格納容器ガス管理システムが稼働しており、短半減期のキセノン検出により再臨界を検知可能となっている。その場合、検知後ただちにホウ酸を注入することにより、規模が小さいうちに未臨界にできると考えられる(3号機については年内に設置予定とのことであったが、12月末時点ではまだ設置できていない模様)。使用済燃料プール内での臨界事故の場合、適切な停止措置が取られれば、燃料棒内にFPは閉じ込められた状態のままであり、また、何らかの原因でFPの放出があったとしても、もともと炉心や使用済燃料プール内に蓄積している放射性物質質量に比べてその量は少なく、環境へはさほど大きな影響を与えることはないものと思われる。

6. 終わりに

福島第一原子力発電所において、収束までの過程における再臨界の可能性について、考えてみた。冒頭でも述べたように、再臨界の可能性はゼロではないことから、それを防ぐ対策(ホウ酸水の注入等)を継続的に実施することは必要であり、また、万が一、再臨界となる可能性を考えておくこと(早期の検知と未臨界措置)は、防災上は必要である。ここでの議論が、そのことに少しでも役立てば幸いである。(ただし、かなり大雑把な見積りと多くの仮定に基づくものであることを留意していただきたい。)

なお、本稿の図2、図5～7は、当研究室の山本俊弘氏による計算結果であることを述べるとともに、協力いただいた同氏に、この場を借りてお礼申し上げます。

表 1 福島第一発電所の各号機の概要¹⁾

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
電気出力(万 kW)	46.0	78.4	78.4	78.4	78.4	110.0
建設着工	1967/9	1969/5	1970/10	1972/9	1971/12	1973/5
営業運転開始	1971/3	1974/7	1976/3	1978/10	1978/4	1979/10
原子炉形式	BWR-3	BWR-4				BWR-5
格納容器形式	マーク I					マーク II
燃料集合体数(体)	400	548	548	548	548	764
制御棒本数(本)	97	137	137	137	137	185

表 2 福島第一発電所の各号機の地震発生前の状況¹⁾

設備	地震発生前の状態	
1号機	原子炉	運転中(燃料 400 体)
	使用済燃料プール	392 体(うち新燃料 100 体)
2号機	原子炉	運転中(燃料 548 体)
	使用済燃料プール	615 体(うち新燃料 28 体)
3号機	原子炉	運転中(燃料 548 体うち MOX 燃料 32 体)
	使用済燃料プール	566 体(うち新燃料 52 体、MOX 燃料 0 体)
4号機	原子炉	定期検査中(H22.11.29 解列、全燃料取出中、プールゲート閉、原子炉ウェル満水)
	使用済燃料プール	1,535 体(うち新燃料 204 体)
5号機	原子炉	定期検査中(H23.1.2 解列、RPV 耐圧試験中、RPV 上蓋閉)
	使用済燃料プール	994 体(うち新燃料 48 体)
6号機	原子炉	定期検査中(H22.8.13 解列、RPV 上蓋閉)
	使用済燃料プール	940 体(うち新燃料 64 体)
共用プール	6,375 体(号機プールにて 19ヶ月以上貯蔵)	

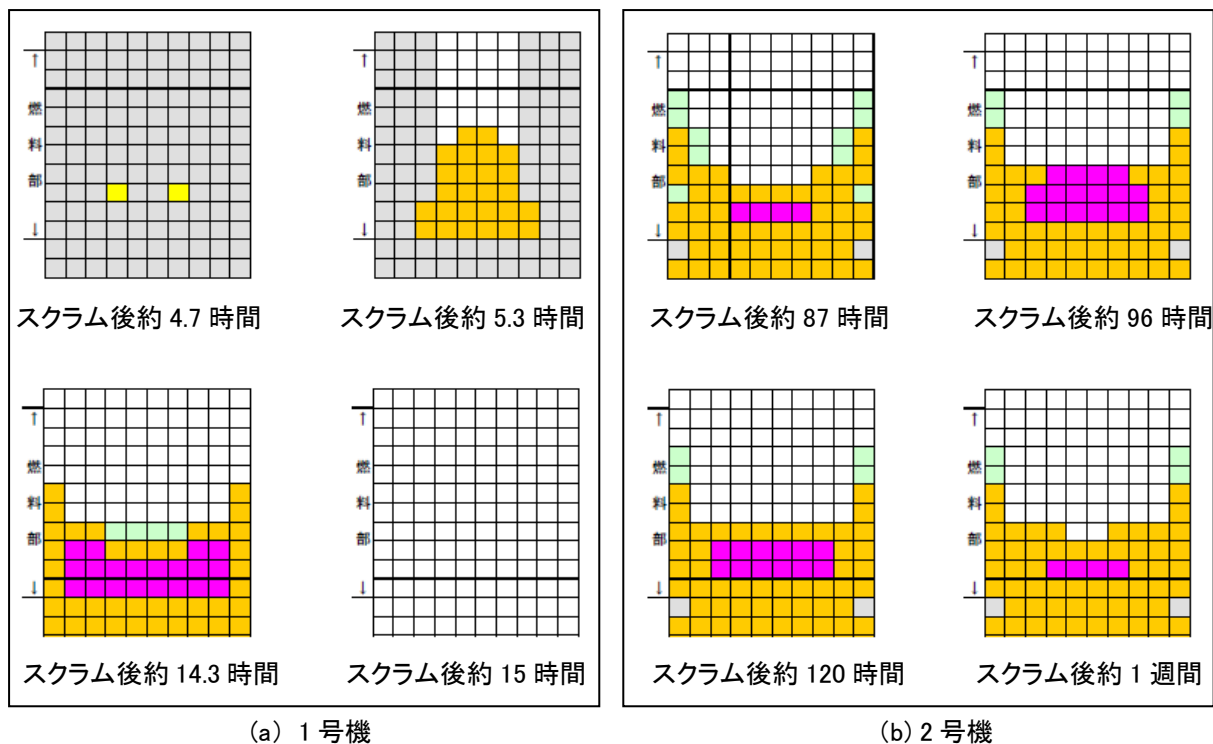


図1 炉心の状況(東京電力による解析結果)¹⁾
【水位計指示が正しいと仮定した場合】

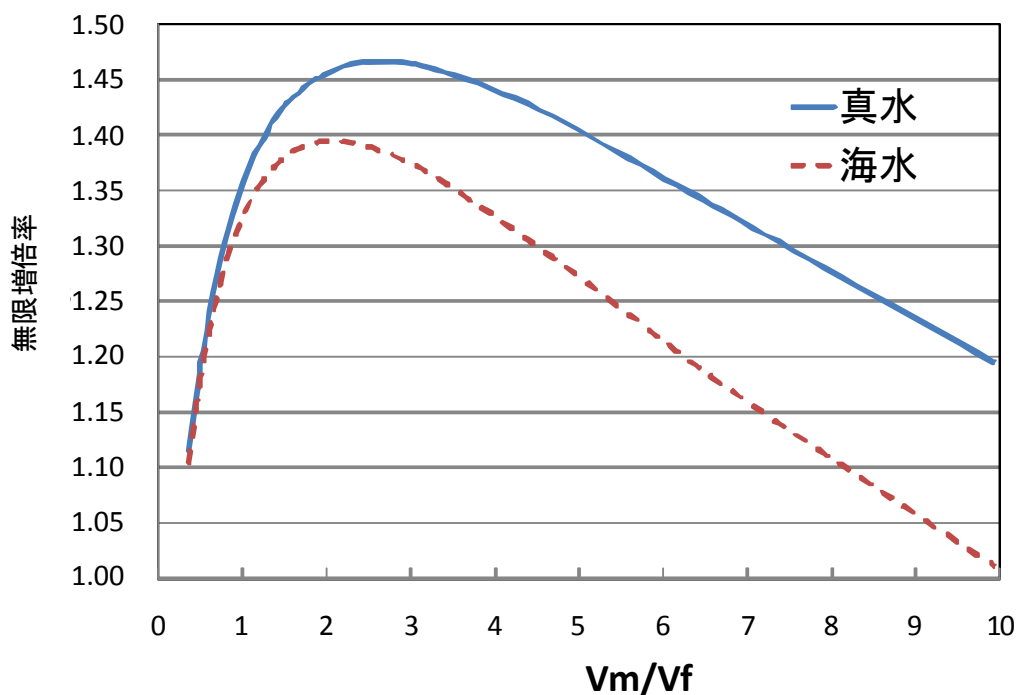
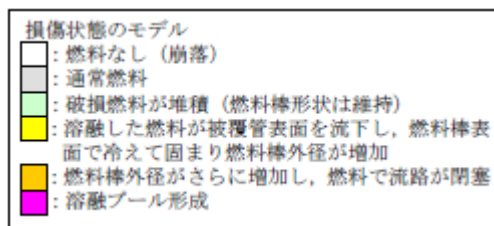


図2 軽水燃料格子の無限増倍率(k_{∞})の減速材対燃料体積比(V_m/V_f)依存性
BWR 燃料格子(ウラン濃縮度 3.7wt%)の V_m/V_f は約 1.7

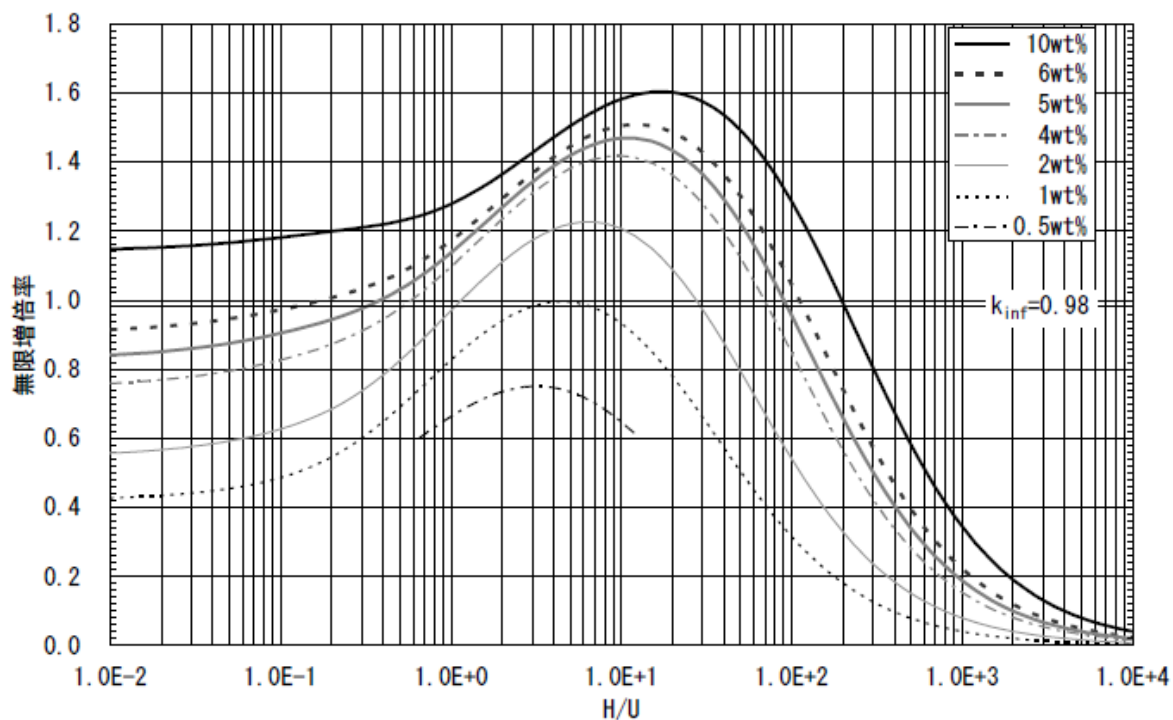


図3 均質 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$ 系の無限増倍率¹⁵⁾

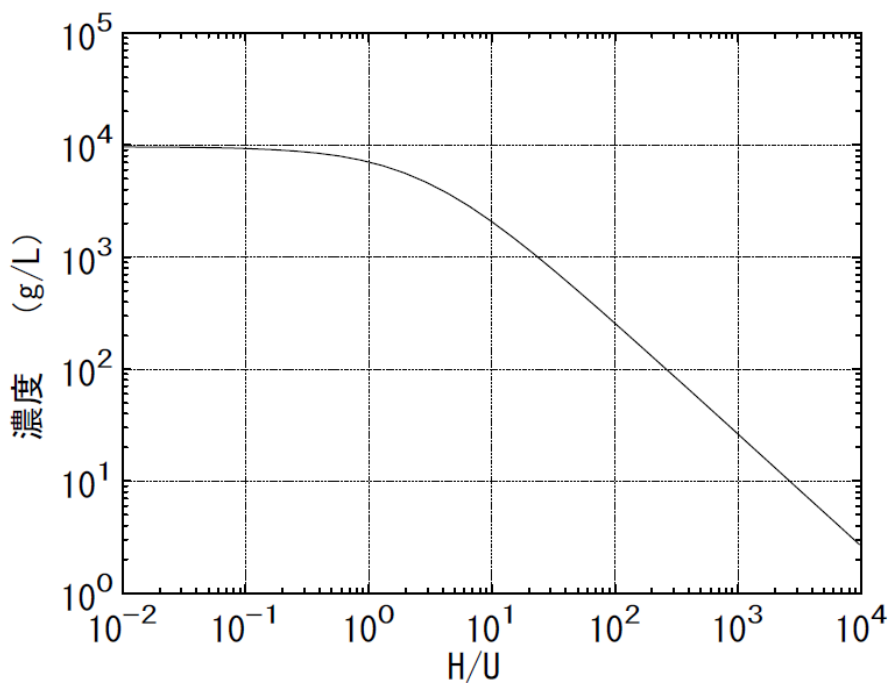


図4 U濃度-H/U曲線(均質 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$) (^{235}U 濃縮度 0.711wt%)¹⁵⁾

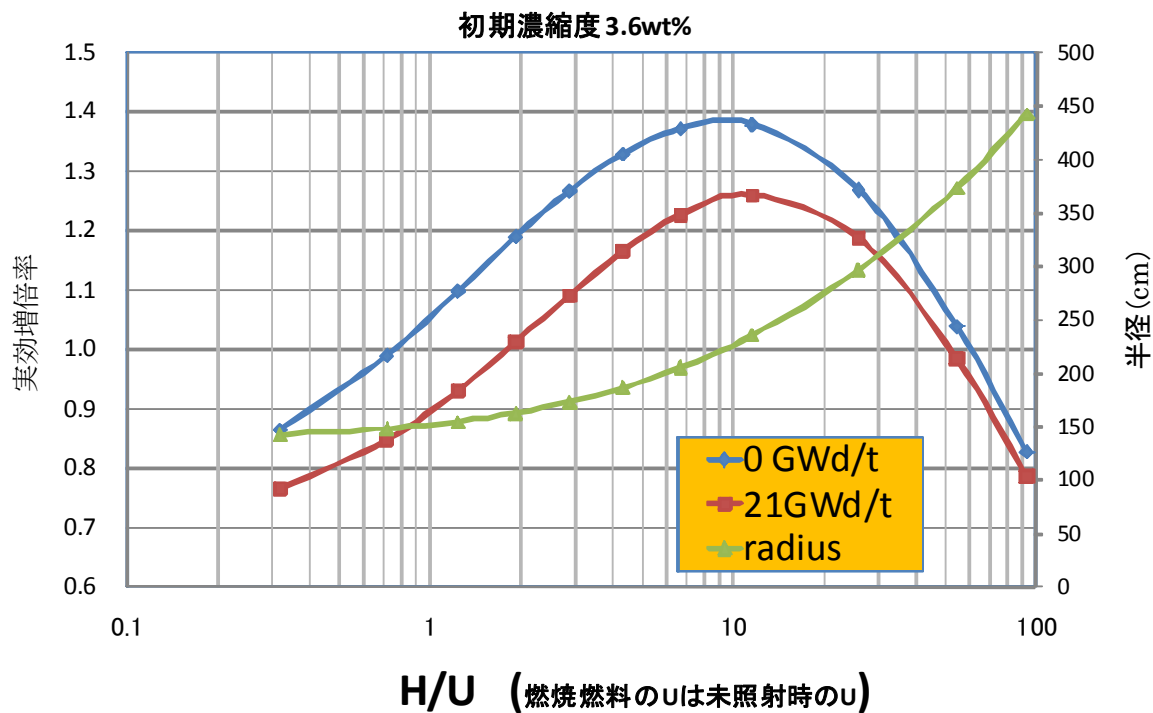


図5 均質 UO_2-H_2O 系の実効増倍率: 燃焼度の効果
(燃料集合体 548 体相当 (2号機、3号機) の燃料量を想定)

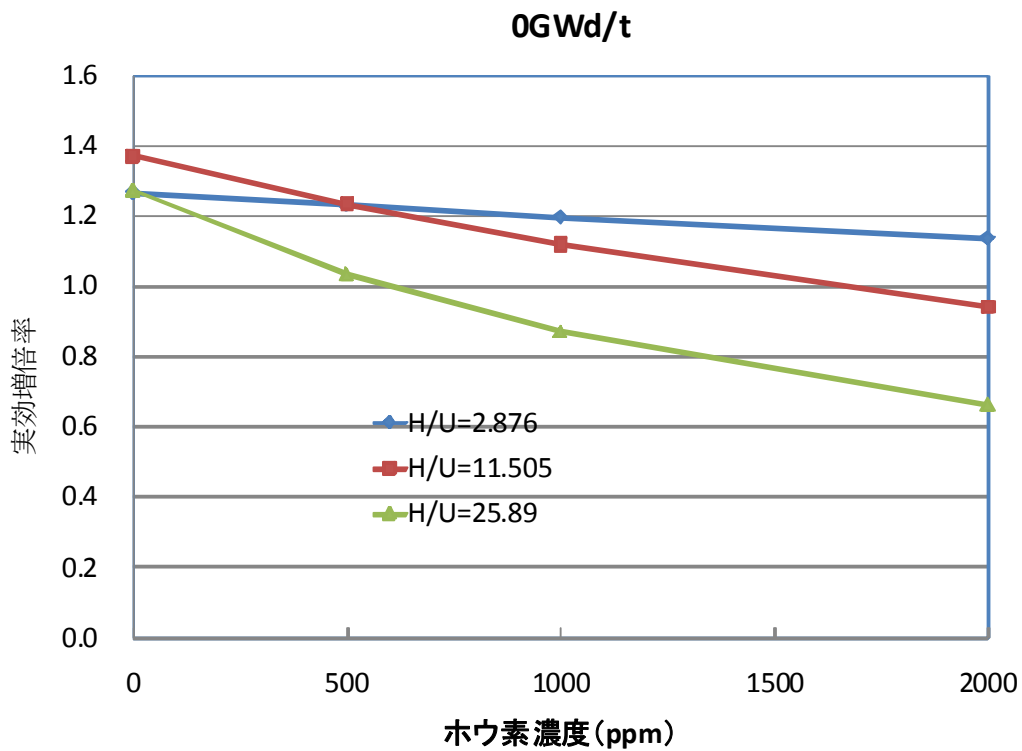


図6 均質 UO_2-H_2O 系の実効増倍率: ホウ素濃度の効果
(燃料集合体 548 体相当 (2号機、3号機) の燃料量を想定、新燃料の場合)

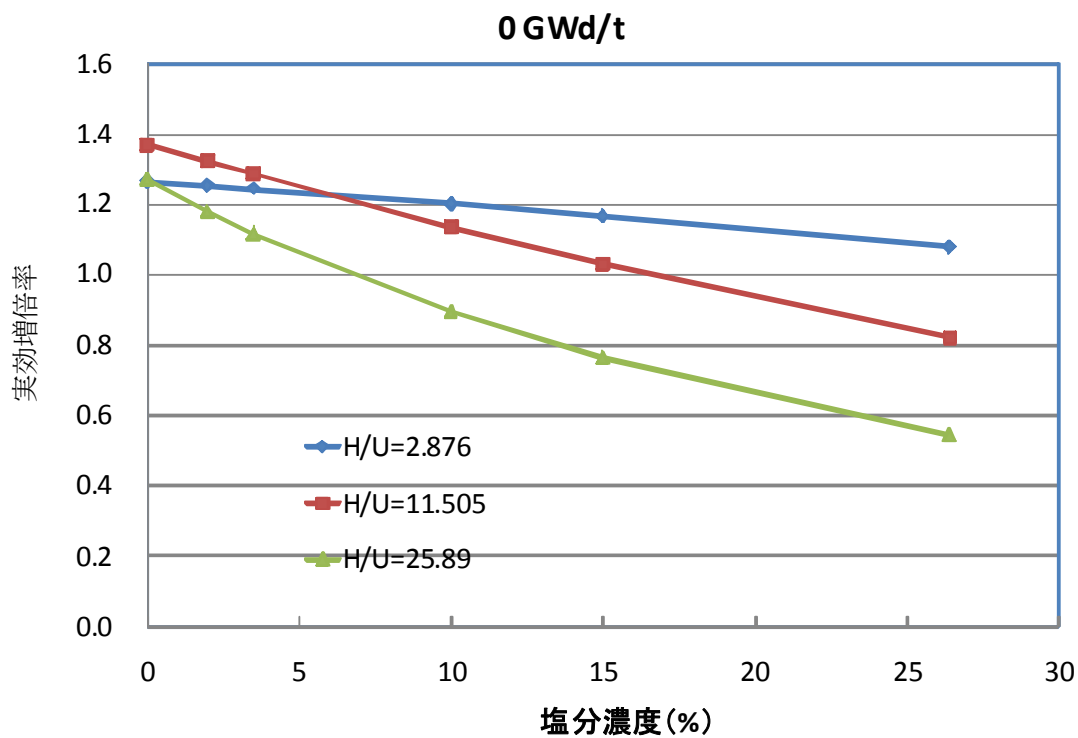


図7 均質 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$ 系の実効増倍率:塩分濃度の効果
(燃料集合体 548 体相当(2号機、3号機)の燃料量を想定、新燃料の場合)

参考文献

- 1) 原子力災害対策本部, 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書, 平成 23年6月.
http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea_houkokusho.html
- 2) 東京電力株式会社, 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について, 平成 23 年 5 月 23 日.
http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110524a.pdf
- 3) Weblio 辞書の新語時事用語辞典
<http://www.weblio.jp/content/%E5%86%8D%E8%87%A8%E7%95%8C>
- 4) 石川迪夫, 原子炉の暴走第 2 版, 日刊工業新聞社 (2008).
- 5) 日本原子力学会, 制御棒引き抜け事象調査委員会報告書 (2008).
- 6) ATOMICA, 高速増殖炉におけるシビアアクシデントの研究
http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_Key=06-01-02-08
- 7) 遠藤知弘, Estimation of average burnup of damaged fuels loaded in Fukushima Dai-ichi reactors by using the Cs134/Cs137 ratio method
<http://www1.nucl.nagoya-u.ac.jp/lab/presentaion.html>
- 8) 阿部光範, ステンレスの基礎
<http://www.kitchen-bath.jp/public/40nenshi/4.4sutenresukiso.pdf>
- 9) 三洋貿易株式会社, B4C(ボロンカーバイド)
http://www.sanyo-trading.co.jp/kagaku_t/other/esk-ceramics-gmbh/b4c/
- 10) S. Hagen et al., "Impact of Absorber Rod Material on Bundle Degradation Seen in CORE Experiments," FZKA 5680, Forschungszentrum Karlsruhe (1996).
- 11) 産経ニュース, 2011 年 5 月 28 日
<http://sankei.jp.msn.com/affairs/news/110528/dst11052818340027-n1.htm>
- 12) 東京電力プレスリリース
<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11042006-j.html>
<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11032709-j.html>
- 13) 読売新聞, 2011 年 11 月 3 日
<http://www.yomiuri.co.jp/science/news/20111103-OYT1T00346.htm>
- 14) W. Frid et al., "Severe Accident Recriticality Analyses (SARA)," SKI Report 99:32, Swedish Nuclear Power Inspectorate (1999).
- 15) 奥野浩 他, 臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版, JAEA-Data/Code 2009-010 (2009).
- 16) 通商産業省, 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉の設置変更(1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更)に係る安全性について, 平成 11 年 3 月.

- 17) 東京電力福島第一原発事故関連ニュース、NHK、2011 年 6 月 26 日
http://www3.nhk.or.jp/news/genpatsu-fukushima/20110626/1310_3gouki.html
- 18) 日本原子力研究所核燃料施設安全性研究委員会, 臨界安全ハンドブック第 2 版, JAERI 1340 (1999).