

第 12 章 物理現象の相互作用

内容

第 12 章 物理現象の相互作用.....	263
12.1 原子炉内の核的現象と他の物理現象の相互作用.....	265
12.1.1 原子炉内の核的現象.....	265
12.1.2 原子炉の状態と中性子-原子核間の反応率の関係.....	267
12.1.3 熱水力的現象との相互作用.....	267
12.1.4 化学的現象との相互作用.....	268
12.1.5 機械・材料的現象との相互作用.....	269
12.1.6 核的事象自身による核反応への相互作用.....	270
12.2 反応度フィードバックと自己制御性.....	272
12.2.1 物理現象の相互作用に伴う反応度フィードバック.....	272
12.2.2 発電用軽水炉における自己制御性.....	275

【この章のポイント】

- ・ 原子炉では、核分裂反応を出発点として様々な物理現象が発生し、それらの物理現象は相互に作用する。
- ・ 物理現象の相互作用による原子炉の状態の変化は中性子と原子核の反応率に影響し、最終的に反応度として原子炉全体の中性子の増倍特性に影響を及ぼす。

本章では、12.1 節において、原子炉内の核的（炉物理的）現象および原子核と中性子の反応率について述べ、原子炉で発生する核的現象とその他の物理現象の相互関係を述べる。そして、12.2 節では、12.1 節で紹介する物理現象ならびにそれに基づく原子炉の状態が、反応率および原子炉全体の中性子増倍等の炉物理特性に与える影響、効果を述べる。

12.1 原子炉内の核的現象と他の物理現象の相互作用

【この節のポイント】

- ・ 原子炉で発生する様々な物理現象は相互に作用する。そのため、原子炉を健全な状態に維持するためには、個々の物理現象だけでなく、複数の物理現象を横断的に取り扱い、監視することが重要である。
- ・ 原子炉で発生する物理現象のうち、「原子核の数密度」および「原子核の断面積」を変化させる物理現象は、原子炉物理の中核である中性子-原子核間の反応率に影響を及ぼす。

これまで述べられてきたように、原子力発電プラント（原子炉）はミクロな現象である核分裂反応により発生するエネルギーを、原子炉内で熱エネルギー、そして最終的にタービンの運動エネルギーに変換することにより発電を行う。ここで、原子炉内で核分裂エネルギーが熱エネルギーに変換される過程で発生する物理現象のうち、核的現象とその他の物理現象の相互作用について詳しく述べる。

12.1.1 原子炉内の核的現象

(1) 中性子の吸収・散乱反応（核反応¹）

第4章で述べられているように、原子炉における主要な核的現象としては、中性子-原子核間の吸収・散乱反応（核反応）が挙げられる。吸収反応については、核分裂・放射捕獲・荷電粒子放出反応等があり、これらの反応では、原子核が中性子を吸収した後は、一般的に核分裂または崩壊を経て別の核種に変換される。その中でも、安定核種が放射性核種に変換される核反応は、放射化反応と呼ばれる²。核燃料において代表的な核反応は核分裂反応で

¹ 核反応（原子核反応）は、一般に入射粒子と原子核の反応（核融合反応等の原子核同士の反応を含む）のことを指し示すが、原子炉物理では、主に中性子と原子核の反応のことを示す。

² ある核種が核反応によって別の核種に変換されることを、広義の意味で「**核変換**（transmutation）」と呼ぶ。放射化反応は、この広義の核変換の1つとして考えることが

あるが、核燃料核種や核分裂生成物核種による捕獲反応も原子炉では中性子増倍等の炉物理特性に関わる重要な現象である。冷却材・構造材による放射化反応は、原子炉を構成する機器の放射化や低レベル放射性廃棄物処理・処分の観点から重要な評価・監視対象である。

(2) 放射線の放出

核燃料では、核分裂の発生に伴い、核分裂エネルギーの一部は即時に中性子線、 γ 線等の様々な種類の放射線として放出される。加えて、核分裂によって生じる核分裂生成物は原子核として不安定なものが多いことから、核分裂生成物が準安定・安定状態に変化する過程においても放射線が放出される。また、中性子の吸収に伴い、原子核が元とは異なる核種あるいはエネルギー状態に遷移（崩壊）する過程においても、原子核は不安定な状態となり、放射線が放出される。冷却材・構造材においても前述の放射化反応を起こした核種から主に γ 線が放出される。特に核分裂生成物から放出される放射線は、周囲の物質に散乱・吸収されることにより、最終的に崩壊熱として熱エネルギーに変換される。

(3) 放射線分解

冷却材をはじめとする原子炉内の物質が核燃料等から放出される放射線を吸収したとき、エネルギーを得ることでイオン化したり励起したりする。その後、エネルギーを放出する過程で、物質を構成する分子や原子間の結合が切り離されることがある。これを**放射線分解 (radiolysis)**と呼ぶ。代表的な例として、軽水炉における冷却水の放射線分解が挙げられる。

(4) 照射損傷

材料が放射線の照射を受けることで生じる損傷が照射損傷である。照射損傷は、損傷の様式により弾き出し損傷と核変換損傷に大別され、いずれの損傷でも材料の物理的・機械的性質が変化する。弾き出し損傷では、結晶格子点に位置する原子が放射線によってはじき出されることで格子欠陥（原子空孔と格子間原子）が発生する。一方、核変換損傷では、結晶格子点にある原子核が中性子吸収により核変換することで、結晶格子に不純物原子が混入する。核燃料や構造材等は長時間の粒子線の照射を受けると、弾き出し損傷による原子空孔の集積や核変換によって、スエリングと呼ばれる膨張現象を起こす。金属材料では、長時間の照射により材質が硬くなる照射硬化や、脆くなる照射脆化と呼ばれる現象を示す。特に、軽水炉の被覆管で使用されるジルカロイの場合、照射による原子空孔の集積・転移による膨張が長手方向および周方向に働き、照射成長と呼ばれる、長手方向の伸びと径方向への縮みを示す。

できる。一方、長半減期・高毒性放射性核種が核反応によって最終的に短寿命・低毒性核種または安定核種に変換されることは、狭義的に「核変換」と呼ばれる。「核変換処理」という言葉にて「核変換」が使われる際には、狭義の核変換を指すことが多い。

12.1.2 原子炉の状態と中性子-原子核間の反応率の関係

先に述べた原子炉における核的現象のうち、中性子の吸収・散乱を含む核反応の発生率は、原子炉の中性子増倍等の様々な炉物理特性に大きな影響を及ぼす。ここで、原子炉の任意の時間および位置における反応率（単位時間・単位体積あたりの核反応の回数）³を考えてみる。中性子-原子核間の反応率は、中性子束・原子（原子核）の数密度・原子核の微視的断面積（以降、本章で示す断面積は微視的断面積を示す）の積で表されることから、注目する時間および空間における中性子と原子核の条件が反応率の大きさに影響を及ぼす。

反応率に影響する中性子の条件として、「中性子エネルギー」、「中性子の数密度」、原子核の条件として、「物質（原子核）の温度」、「原子（原子核）の数密度」がある。なお、「物質の温度」については、任意のエネルギーを有する中性子と原子核の反応の起こりやすさを示す指標である「原子核の断面積」として一般に考慮される。これら4つの条件は、原子炉で発生する物理現象によって変化する。

以降では、核反応を含む核的現象とそれ以外の物理現象の関係ならびに物理現象の反応率に影響する条件のうち「原子核の断面積」、「原子の数密度」との関係について詳述する⁴。

12.1.3 熱水力的現象との相互作用

原子炉では、核分裂エネルギーと崩壊熱が発熱源となり、この熱エネルギーを出発点として、伝熱現象およびその影響を踏まえた流体運動が発生する。核的現象に伴う発熱による熱水力的現象への影響に関しては、詳細は第11章に述べられているが、その一例としては、沸騰水型原子炉（BWR）内の熱伝達に伴う冷却水の相変化（ボイドの発生）ならびに圧力損失の変化に伴う流体振動が挙げられる。

原子炉内の発熱量ならびに除熱量に応じた温度分布が原子炉材料で生じ、発熱・除熱のバランスが変化することで温度分布は変化する。材料はそれぞれの熱膨張率に応じて、温度に応じた密度変化を起こす。また、BWRに代表されるように、ある特定の原子炉内では相変化によって冷却材密度が劇的に変化する。このような密度変化は「原子核の数密度」の変化として冷却材や原子炉材料中の原子核と中性子との反応率に影響を及ぼす。加えて、冷却材密度の変化に伴う反応率の変化は、中性子エネルギーならびに中性子の数密度に影響を及ぼし、さらなる反応率の変化を引き起こす。また、温度変化によって原子炉材料の熱運動の

³ 反応率は単位時間・単位体積あたりの核反応の回数を表すスカラー量であるが、原子核毎の反応確率である断面積と中性子束、原子核の密度の積からなる量であることから、反応の起こりやすさ（確率）の概念を含む量として考えることが出来る。

⁴ 中性子エネルギーおよび中性子の数密度は、中性子の発生数および発生位置、発生する中性子のエネルギー、冷却材・減速材をはじめとする原子炉材料の組成（断面積・原子の数密度）・配置によって決まるパラメータである。そのため、物理現象が直接的に中性子エネルギー・中性子の数密度に影響を及ぼすというより、前述の種々の物理現象による原子核の断面積・数密度の変化が、間接的に中性子エネルギー・中性子の数密度に影響すると言える。間接的な影響の例として、軽水炉において冷却材である軽水がボイド化する場合に、冷却材密度の減少による中性子散乱反応の減少により中性子スペクトルが硬化する（中性子エネルギースペクトルが高エネルギー側にシフトする）現象が挙げられる。

大きさが変わると、中性子のエネルギーが一定であっても、材料を構成する原子核と衝突する中性子の相対速度の変動幅が広がるようになり、中性子から見た原子核の断面積が変化し、反応率が変化するドップラー効果が発生する（ドップラー効果の詳細については、第 7 章を参照）。ドップラー効果に関して、温度変化は「原子核の断面積」の変化として考慮される。

12.1.4 化学的現象との相互作用

核的現象と化学的現象の相互作用としては、大きく分けて核分裂生成物による相互作用、放出放射線による相互作用の 2 つがある。

核分裂生成物による相互作用には、核分裂生成物の析出・解離、核分裂生成物による被覆管の腐食が挙げられる。核燃料は酸化物等の化合物であることが多いが、核分裂生成物が核燃料と同じ化合物体系をとらない場合は、核燃料中での析出および核燃料固相からの解離を起こし、揮発性の高い核種は燃料ペレットと被覆管間のすきま（ギャップ）へ放出される。揮発性が高く腐食性があるヨウ素については、燃料ペレットと被覆管間のギャップに到達した場合に被覆管内面の腐食を引き起こすことがある。

放出放射線による相互作用として、第一に冷却材への溶解・混入物との核反応が挙げられる。この代表的な事例としては、放射化腐食生成物の生成、加圧水型原子炉（PWR）におけるケミカルシムがある。腐食生成物（腐食による冷却材への溶解・混入物）は、冷却材とともに原子炉を循環する過程で中性子との核反応により放射化され、放射化腐食生成物に変わる。放射化腐食生成物は、冷却材と接触する配管・機器への沈着・析出に伴い、作業員の放射線被ばくの要因となる。軽水炉では、冷却材に固体として混入・析出する腐食生成物は**クラッド（水垢、crud）**と呼ばれる。クラッドが被覆管表面に堆積すると、熱伝達を阻害することで温度上昇を引き起こし、環境によっては温度上昇により被覆管腐食を促進するクラッド誘発局部腐食を引き起こす事例が過去に報告されている[1]。ケミカルシムは、熱中性子の吸収断面積の大きな B-10（天然存在比 19.9%）を含むホウ酸を冷却水に溶解し、ホウ酸の濃度を調整することにより、燃料から発生する中性子と B-10 の反応率を調整することで、最終的に原子炉全体の中性子の増倍を制御する手法である⁵。なお、ホウ酸の溶解は冷却水を酸性にすることから、ホウ酸の添加時には pH 調整剤として水酸化リチウム（LiOH）が同時に冷却水へ添加される。

さらに、放出放射線による相互作用の代表的な事例としては、軽水炉における冷却水の放射線分解がある。冷却水の放射線分解では、水素ラジカル（H・）、ヒドロキシルラジカル（OH・）や腐食性の強い過酸化水素（H₂O₂）等が生成される[1]。これらにより、冷却材の

⁵ 運転サイクル初期の PWR は大きな余剰反応度（中性子制御材無し状態で原子炉が臨界からどれだけ離れているかを示す反応度）を有することから、1 次冷却水中のホウ素濃度を 1,000～2,000 ppm に調整し、臨界とする。運転サイクル中の燃料燃焼に伴う反応度の低下はホウ素濃度の低下により補償することで臨界を維持し、運転サイクル末期にホウ素濃度は 0 となる。

水質（液質）が変化すると、原子炉材料の金属表面にて酸化還元反応が発生し、原子炉材料の腐食が進行する。

このように核的現象は、放射化腐食生成物の生成や冷却材の水質（液質）の変化として、化学的現象に作用する。これらの化学的な状態の変化は、最終的に冷却材・原子炉材料の放射化、原子炉材料の腐食に影響を及ぼすことから、原子炉では化学的な状態変化に伴う悪影響を最小限に留めるための水化学（冷却材の化学特性）管理が行われている。放射化および腐食の低減のため、発電用軽水炉では水化学管理として冷却水の浄化および pH の調整が常に実施され、原子炉材料の酸化皮膜形成のための起動時の酸素注入、応力腐食割れ防止のための水素注入等が行われる場合もある[1, 4]。

上述の中でも、PWR のケミカルシム、燃料集合体におけるクラッドの堆積は、「原子核の数密度」の変化として反応率に対して影響を及ぼす。近年、米国では長サイクル運転・出力向上運転に伴い、PWR 内でクラッドが燃料集合体上部に堆積し、軸方向出力分布に異常が生じる現象（Axial Offset Anomaly: AOA）の発生が報告されている。これは、冷却材に添加されたホウ素の一部がクラッドとともに析出し、燃料上部でホウ素が中性子を吸収するために生じる現象であるといわれている。AOA はサブクール沸騰領域において発生しやすく、米国では AOA の発生によって、軸方向のピーク出力を維持するために、定格出力の 70%での運転を余儀なくされた事例が報告されている[5, 6]。

12.1.5 機械・材料的現象との相互作用

核的現象が機械・材料的現象に及ぼす影響としては、第一に照射損傷が挙げられる。照射損傷では、原子炉材料の膨張・硬化・脆化等が発生し、材料の物理的・機械的な性質が変化する。代表的な事象として、前述の核的事象で述べたスエリングやジルカロイの照射成長がある。原子炉容器の放射線照射による影響を監視するため、発電用軽水炉では原子炉容器内部に照射試験片を設置し、定期的に試験片サンプルを炉外に取り出して分析を行っている。

燃料棒内では、燃料ペレットのスエリングによって燃料ペレットが被覆管に接触する**ペレット・被覆管機械的相互作用（Pellet Clad Mechanical Interaction: PCMI）**によって、被覆管に直接力が加わる場合があるほかに、気体の核分裂生成物（Kr、Xe）の放出によって被覆管内圧を増加させる場合がある。被覆管の健全性は、主として被覆管の内外圧差に伴う応力に依存するが、一般的に原子炉材料は、材料への荷重変化が許容荷重を上回る場合に材料の変性・変形・破壊が生じ、その許容荷重は温度・圧力条件に加えて放射線の照射損傷の蓄積にも依存する。なお、機械的性質に対する照射損傷のしきい値は、中性子フルエンスで約 10^{22} n/m^2 （中性子エネルギー $E_n > 29 \text{ fJ}$ （フェムトジュール）：電子ボルト換算で約 180 keV ）とされている[1]。また、軽水炉においては、材料条件・応力条件・水質（化学的）条件の 3 要因が重複することで**応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking: SCC）**と呼ばれる材料破損が発生する場合もある。応力腐食割れは、腐食環境下で応力が働いている場合に、腐食が無い環境下より低い応力で材料が破損する現象である。応力腐食割れの発生防止のためには前述の通り水化学管理が重要である。

実際に発電用軽水炉で発生した変形としては、ジルカロイ被覆管の照射成長による燃料棒ならびに燃焼集合体の湾曲（ボウイング）、PCMI による局所的な被覆管の変形がある[8]。

原子炉材料の変形・破壊は、照射損傷だけでなく温度・圧力・荷重等の総合的な条件のもとに発生するものであるが、原子炉材料の変形・破壊は、それらが発生する近傍を含めた「原子核の数密度」の変化として捉えることができる。材料の変化は局所的な反応率分布だけでなく、最終的に原子炉全体の中性子の増倍等の炉物理特性に影響する。原子炉材料の変形・破壊が炉物理特性に影響を及ぼした事例としては、スウェーデンのリングハルス発電所において、燃料集合体に垂直方向の湾曲（ボウイング）が生じたことによって、燃料集合体が配置される位置に最大 20 mm の歪み生まれ、出力分布に最大 3% の偏りが生じたというものがある[7]。

12.1.6 核的事象自身による核反応への相互作用

前述の通り、核的現象には核反応、放射線放出、放射線分解、照射損傷といった様々な現象が含まれる。そのうち、核反応には、核分裂反応による核燃料核種の消滅および核分裂生成物の生成、制御材・毒物・その他原子炉材料による中性子吸収および核変換（放射化）が含まれる。これらの事象は、核反応によって様々な核種の「原子核の数密度」が変化することと同義であり、すなわち、その後の核反応へ連鎖すると言える。

核反応自身による炉物理特性への影響の代表的な事例としては、熱中性子炉における核分裂生成物の毒作用が挙げられる。第 8 章にて述べられているように、核分裂生成物の中でも、Xe-135 と Sm-149 は熱中性子に対する吸収断面積が大きく、かつ、核分裂収率が比較的大きな核種であるため、これらの核種の生成は中性子増倍率を大きく低下させる効果がある。軽水炉の一定出力運転中に原子炉内で Xe-135 の生成に偏りがある場合、中性子束の空間分布が周期的に振動すること（Xe 振動）が知られており、制御棒の運用を工夫することで Xe 振動が起こらないような運転制御が行われる。また、発電用軽水炉等の熱中性子動力炉では、原子炉停止後も Xe-135 の蓄積による毒作用が大きいことから、停止から 1 時間以内に原子炉を再起動しなければ、30 時間以上にわたり原子炉を再起動できない例がある[2]。

核的現象を中心として原子炉で発生する様々な物理現象の相互関係を図 12-1 に示す。このように、原子炉では様々な物理現象が互いに、また複雑に影響し合う。次節では、それぞれの物理現象に伴う反応率の変化が炉物理特性に与える影響について述べる。

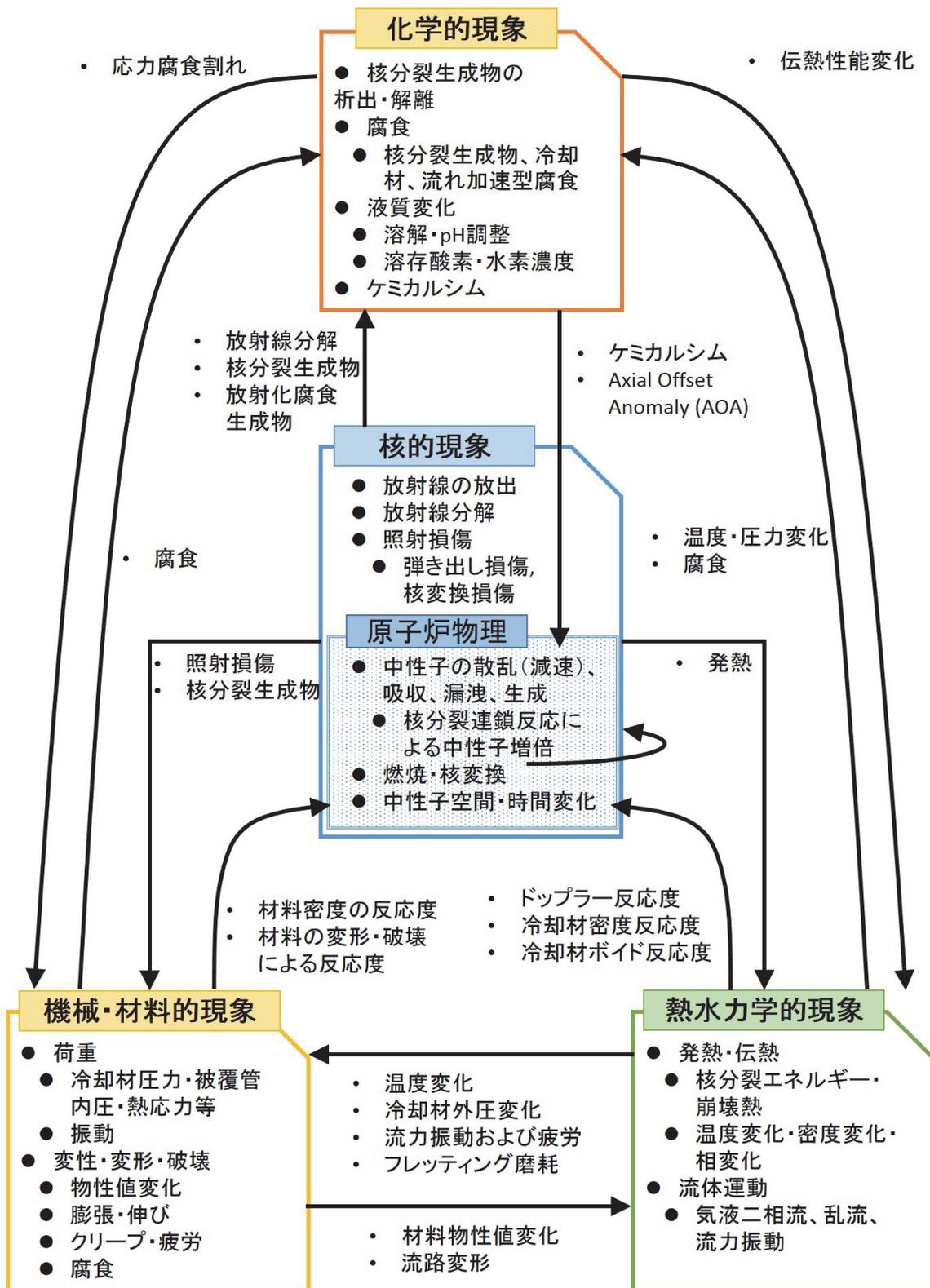


図 12-1 原子炉内で発生する物理現象の学術的な分類と相互関係

12.2 反応度フィードバックと自己制御性

【この節のポイント】

- ・ 原子炉内の状態（温度・圧力・形状・物性）が変化すると、その状態変化が様々な物理現象を介して、最終的に反応度フィードバックとして原子炉全体の中性子増倍に影響を及ぼす。原子炉で反応度が変化すると出力も変化するため、原子炉の状態と反応度が再び変化する。
- ・ 発電用軽水炉（加圧水型原子炉・沸騰水型原子炉）は、安定状態の原子炉に反応度が加えられた後に、原子炉を変化前の状態に戻す方向に反応度のフィードバックが働く、自己制御性と呼ばれる性質を有する。

原子炉で発生する核的現象の中でも、核反応は原子炉物理の根幹を成す物理現象であるが、核反応の発生率は原子炉の状態（温度・圧力・形状・物性）に強く依存する。本節では、反応率（単位時間、単位体積当たりの核反応の回数）の変化に伴う中性子増倍への影響を説明するとともに、原子炉内の状態と物理現象が炉物理特性に及ぼす効果・影響について述べる。

12.2.1 物理現象の相互作用に伴う反応度フィードバック

物理現象によって原子炉内の状態が変化すると、それらの変化は「原子核の断面積」および「原子核の数密度」の変化として反応率に影響し、そして、最終的には原子炉全体の炉物理特性に影響を及ぼす。様々な炉物理特性の中でも中性子増倍に対する特性は、第 9 章で示された**反応度 (reactivity)** の形でそれぞれ取り扱われることが多い。12.1 節にて述べた物理現象による反応度への効果は、次の**反応度効果 (reactivity effect)** として原子炉で取り扱われる⁶。

- 燃料温度による反応度効果（ドップラー効果／ドップラー反応度）
- 燃料密度による反応度効果（膨張等）
- 冷却材・減速材密度による反応度効果
- 材料密度による反応度効果（膨張等）
- 材料の変形による反応度効果
- 冷却材・減速材ボイド反応度
- 核分裂生成物による反応度効果（毒作用）
- 制御材・可燃性毒物の反応度効果

⁶ ここでは、原子炉材料の密度の反応度効果とドップラー効果を分けて記述しているが、いずれも温度変化が元になる反応であるため、まとめて温度反応度効果として取り扱う場合がある。

図 12-1 に示すように、炉物理特性を定める原子核と中性子の核反応も、それぞれの物理現象と有機的に結びついている。そのため、原子炉の状態に変化が生じると、その変化が反応度変化として中性子増倍特性にフィードバックされ（**反応度フィードバック (reactivity feedback)**）と呼ぶ）、新たな中性子と原子炉の状態が再び決定される⁷。このような原子炉の状態の変化を繰り返すことで、原子炉はすべての物理現象が平衡となる状態に向かう。ただし、即発臨界を大きく超える反応度投入の場合、原子炉は平衡に達することなく、直ちに燃料棒・炉心が破損・溶融するため、即発臨界を超えない範囲内で原子炉を運転する必要がある。

それぞれの反応度に関して、温度やボイド、出力等の物理量の単位量あたりの変化に対する反応度変化を**反応度係数 (reactivity coefficient)**として取り扱う場合がある。様々な原子炉における反応度係数の例を表 12-1 に示す。ドップラー反応度係数については、いずれの炉型でも負であるが、軽水炉では、出力運転時にボイド反応度係数や冷却材（減速材）温度係数が負になるのに対して、もんじゅでは正である。ただし、もんじゅでは原子炉の出力に対する反応度変化（各反応度係数を総合する出力反応度係数）は負となるように設計され、安全が確保されている。

表 12-1 様々な原子炉における反応度係数

	沸騰水型原子炉*	加圧水型原子炉**	もんじゅ***
ドップラー反応度係数 (軽水炉: $[\Delta k/k/K]$, もんじゅ: $[T \cdot dk/dT]$)	約 $-1 \sim -2 \times 10^{-5}$	約 $-3.5 \sim -2.4 \times 10^{-5}$	$-5.7 \sim -7.6 \times 10^{-3}$
ボイド反応度係数 (軽水炉: $[\Delta k/k/\% \text{ void}]$, もんじゅ: $[\Delta k/k]$)	約 $-6 \sim -10 \times 10^{-4}$	—	$1.1 \sim 1.5 \times 10^{-4}$
冷却材（減速材）温度 係数 $[\Delta k/k/K]$	—****	約 $-63 \sim -8.1 \times 10^{-5}$	$0.10 \sim 1.4 \times 10^{-8}$

* 資料[2]記載の BWR 通常運転時データ（ボイド率：炉心平均 40%、平均燃料温度：約 600°C、冷却材温度：286°C）

** 伊方 3 号機ウラン炉心平衡サイクル解析データ[9]

*** 資料[2]記載のデータ

**** ボイド反応度係数と比べて十分小さく、実際の運転にはほとんど影響しない[2]

代表的な反応度フィードバックの例を、研究炉と発電用原子炉からそれぞれ記述する。

⁷ 中性子増倍率を増加させる方向に働く反応度効果のことを「正の反応度効果」と呼ぶ。逆に、中性子増倍率を減少させる方向に働く反応度効果のことは「負の反応度効果」と呼ぶ。

(1) 原子炉安全性研究炉 (NSRR) の反応度フィードバック機構

原子炉安全性研究炉 (NSRR) は、日本原子力研究開発機構に設置されている、大きな正の反応度投入時 (反応度事故が起こったとき) の燃料の安全性を試験するための研究炉である (詳細は第 14 章参照)。NSRR は 20 wt%濃縮ウラン-水素化ジルコニウム合金を燃料とする TRIGA 炉⁸であり、トランジェント棒と呼ばれる制御棒の引き抜き動作の制御により一定出力運転からの瞬間的なパルス状の正の反応度投入模擬等が可能である。

瞬間的な正の反応度投入によるパルス運転の場合、瞬間的なトランジェント棒の引き抜き動作を行うことで、出力が急上昇する。出力上昇に伴い温度が上昇すると、燃料合金中の水素原子の振動が激しくなり、水素による減速能が低下する。その結果生じる中性子スペクトルの硬化による負の反応度フィードバックが主として働き、即座に出力が低下し、原子炉は静定する[10]。

(2) BWR における再循環流量と出力制御

BWR の通常運転時においては、再循環ポンプにより冷却材の炉心流量を調節することで、制御棒を動かさなくても、ある程度の出力制御が可能である。このメカニズムについて、原子炉の出力・炉心流量が一定の状態から再循環流量を減少させ、炉心全体の流量が減少する場合を例に考えてみる。炉心の流量が減少すると、単位時間・単位体積あたりの冷却材への伝熱量が増加するため、冷却材が沸騰を始める位置が下方に移動し、炉心全体で見ると冷却材のボイド率が増加する。ボイド率の増加はスペクトル硬化による負の反応度効果をもたらすため、この効果により出力は減少する。また、非沸騰領域から沸騰領域に遷移した部分での燃料温度の上昇によるドップラー効果も負の反応度効果をもたらすが、正味の反応度に対してはボイド率の増加に伴う負の反応度効果のほうが支配的である。出力が減少すると、冷却材のボイド率および燃料温度が低下し、それらが正の反応度効果として働くことで、結果として正負の反応度効果が相殺されて、元の出力より低いレベルで出力が安定する。再循環流量が増加する場合も、逆の過程をたどることによって一時的に出力が増加するが、最終的には安定する[11]。

(3) PWR における主蒸気管破断事象

PWR の主蒸気管は、二次冷却系の蒸気発生器とタービンを結ぶ配管である。この主蒸気管が破断すると、蒸気発生器で発生した蒸気が破断面より急激に放出され、蒸気発生器における二次系の除熱量が大きくなり、結果として、一次冷却材が過冷却により温度が低い状態となる。これにより、原子炉へ給水される一次冷却材の温度が低下することで原子炉全体の温度が低下すると、冷却材密度の増加、ドップラー効果による共鳴吸収の減少により正の反

⁸ TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics) 炉はアメリカ General Atomics 社によって開発された、非発電用小型研究炉である。2019 年現在、66 基の原子炉が 24 カ国の大学、研究機関などに納入されており、名前の通り、教育訓練やアイソトープ製造、物性の測定等の幅広い研究に対して利用されている[13]。

応度が添加され、出力の上昇が一時的に起こる[12]。最終的には、この事象は、二次冷却材の量が減少することにより蒸気発生器における冷却が止まるため、一次冷却材の温度が上昇することで負の反応度が添加され、また、高圧注入系からホウ素濃度の高い冷却水が注入されることにより、原子炉出力は下降していく。

なお、BWR では、一次冷却材の給水系における給水加熱器の機能喪失によって同様の事象が発生することが知られている。

12.2.2 発電用軽水炉における自己制御性

前述のように、温度・圧力・形状・物性等の原子炉内の状態が変化すると、その変化が反応度フィードバックとして働くことで原子炉内の中性子増倍率に影響する。原子炉の設計では、通常状態ならびに過渡・事故事象を含めたあらゆる条件下において、原子炉の状態が変化した際に同じ符号を有する（変化を拡大する）反応度フィードバックが働き続ける状況とならない設計とすることが安全上重要となる。言い換えれば、安定状態の原子炉に、ある大きさの反応度が加わる場合に、加わった反応度とは逆方向の符号を持つ反応度フィードバックが働く **自己制御性 (self-regulation)** を有する設計が重要である。自己制御性の概略を図 12-2 に示す。自己制御性を有する原子炉の場合、図 12-2 の左下図に示すように、安定状態から変化しても元の位置に戻すようなフィードバックが働く。一方、自己制御性が無い原子炉では、図 12-2 の右下図に示すように、反応度の正負に関わらず安定状態から転げ落ちるように、一方向のフィードバックが働き、状態が安定しない。

自己制御性の有無による反応度フィードバックの働きについて、発電用軽水炉（PWR、BWR）とチェルノブイリ原子力発電所事故（黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉）を比較の例として述べる。

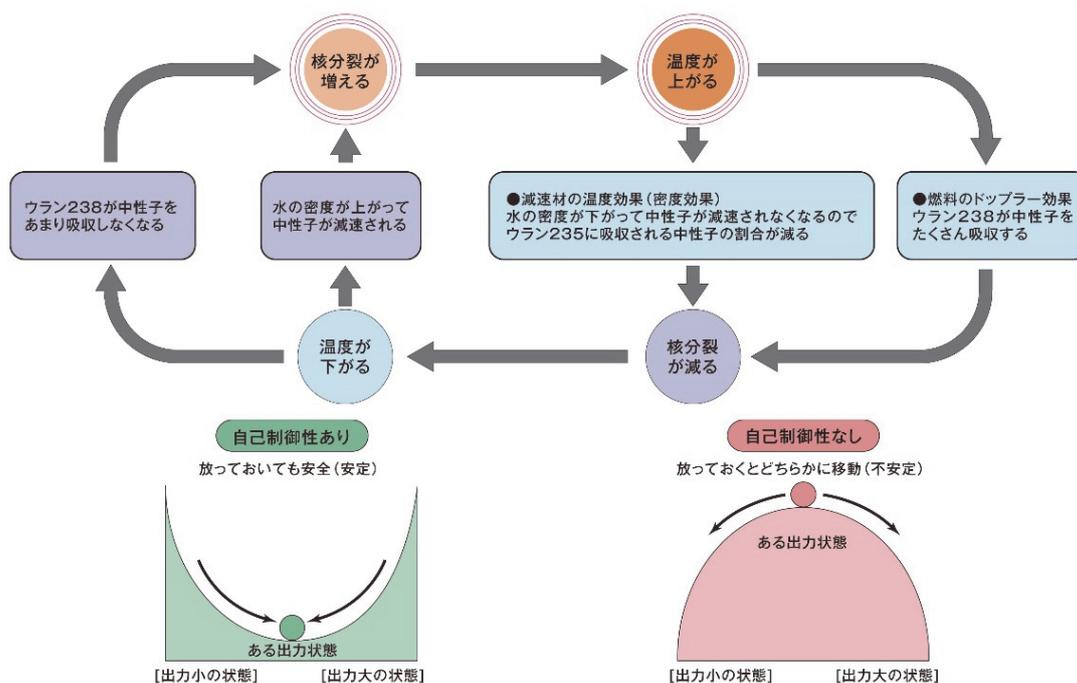


図 12-2 軽水炉における自己制御性の概略 [出典：原子力・エネルギー図面集]

(1) 発電用軽水炉 (PWR、BWR) の反応度フィードバック機構

発電用軽水炉は、主に U-235 濃縮度が 3~5 wt% の酸化ウランを燃料とし、軽水を冷却材および減速材として用いる原子炉であり、核分裂とともに発生する高速中性子 (平均エネルギー 2 MeV) を減速することで得られた熱中性子 (1 eV 未満) を、再び燃料が吸収して核分裂を起こすことで、核分裂連鎖反応を継続する。

臨界状態の原子炉に微小な正の反応度が印加される場合を考える。このとき原子炉は超臨界となり、原子炉内の中性子数が増加し、出力が上昇するとともに、燃料温度が上昇する。そして、燃料温度の上昇とともに、ドップラー効果による断面積の変化、続いて減速材である軽水の温度上昇・密度変化が起こる。燃料では、U-238 の共鳴捕獲反応率が増加することで、中性子の数密度を減らす方向の負の反応度フィードバックが働く。一方、減速材の水素密度の減少 (PWR では減速材密度の減少、BWR ではボイド率の増加) により、中性子スペクトルが硬化し、U-235 の核分裂反応率を減らす負の反応度フィードバックが働く。この 2 つの負の反応度フィードバックによって原子炉全体の反応度が低下し、核分裂反応が抑制される。

逆に、微小な負の反応度が印加されるケースでは、出力低下からの燃料温度の低下に伴い、U-238 の共鳴捕獲反応の減少、減速材の水素密度の増加による中性子スペクトルの軟化のため、正の反応度フィードバックによって核分裂反応が促進される。

図 12-2 の上図は、一連の反応度フィードバックの流れを示す。このように、発電用軽水炉では出力変化に伴う温度変化が発生すると、ドップラー効果ならびに減速材密度効果が反応度フィードバックとして働く自己制御性が機能している。

(2) チェルノブイリ原子力発電所事故時の原子炉反応度フィードバック機構

チェルノブイリ原子力発電所の原子炉は、旧ソ連で開発された黒鉛減速沸騰軽水圧力管型 (RBMK 型) 原子炉であり、減速材に黒鉛、冷却材に軽水、燃料に酸化ウラン (U-235 濃縮度 2 wt%程度) を用いている。図 12-3 に示すように、RBMK 型原子炉は、円筒状に積み上げた黒鉛ブロックの中央に設けた空間に燃料集合体を収めた圧力管と制御棒が挿入される構造であり、炉心の大きさは直径 11.8 m、高さ 7.0 m 程度である。また、制御棒引抜状態での中性子経済を向上させる目的で、制御棒の両端に黒鉛ディスプレイサと呼ばれる黒鉛棒を取り付けている。

軽水の働きの BWR との差異は、黒鉛を減速材とする RBMK 型原子炉では、冷却材である軽水が減速の機能よりむしろ原子炉内の中性子の一部を吸収する材料として働くことが挙げられる。そのため、原子炉温度が上昇すると、軽水のボイド化により水素の中性子吸収効果が小さくなることで、正の反応度効果が原子炉に加わる性質がある。原子炉温度の上昇により減速材である黒鉛の密度が低下し負の反応度効果を与えるが、軽水と比べると密度変化の割合はかなり小さく、その影響は限定的である。なお、定格出力運転時には、燃料温度の上昇時のドップラー効果による負の反応度効果が大きいため、安定運転が可能であった。

チェルノブイリ原子力発電所事故では、原子炉が最終的に出力暴走し爆発に至ったが、出力暴走は以下の 2 つの正の反応度効果が働いたためであるとされている。

- ① 原子炉全体が正の反応度フィードバックとなる低出力での運転
- ② 制御棒挿入時のポジティブ・スクラム

事故の当日は、原子炉が定期検査のための停止に際して、外部電源が喪失した場合にタービン発電機の惰性回転エネルギーにより冷却系のポンプに電源を供給するための試験を開始していた。試験開始時には、様々な要因により規定以上の制御棒が引き抜かれ、かつ予定していたものと比べてずっと低い出力の状態であった。この原子炉の状態は、燃料のドップラー効果による負の反応度フィードバック効果より軽水のボイド化による正の反応度フィードバック効果が上回り、原子炉全体として正の反応度フィードバックが働く条件となり、試験による炉心流量の減少に伴い炉心のボイド率が上昇し、正の反応度フィードバックのために出力が急上昇した [1, 14]。

運転員は出力の急上昇を受けてスクラムボタンを押したとされるが、多くの制御棒が全引き抜き状態にあったことから、制御棒全挿入までの時間が約 18 秒と遅く (わが国の発電用軽水炉では 2~4 秒である)、加えて制御棒の構造のために制御棒下部に取り付けられた黒鉛ディスプレイサがまず炉心に挿入されることで中性子吸収効果を持つ軽水が排除され、さらに黒鉛の減速効果の追加により一時的に正の反応度効果が印加されるポジティブ・スクラムが発生し、出力上昇が促進されたと推測されている [1, 14]。

このように、チェルノブイリ原子力発電所事故では、原子炉設計上の問題や試験の状態等の様々な要因により自己制御性が働かない条件となり、正の反応度効果によって出力暴走が発生したとされているが、事故の致命的な要因は軽水のボイド化に伴う大きな正の反応

度効果であった。正のボイド反応度効果に対する事故後の対策として、取替燃料のウラン濃縮度の 2.0 wt% から 2.4 wt% への変更、さらに 0.47 eV に共鳴吸収を持つエルビウムを添加した燃料の導入等を実施し、正の反応度はゼロ近くまで改善された。また、運転時の制御棒挿入本数の厳格な規定化、反応度操作余裕の増加、制御棒挿入速度の改善等の安全対策を実施した。そして、2019 年現在、ロシアでは 10 基の RBMK 型原子炉が稼働中である[15, 16]。

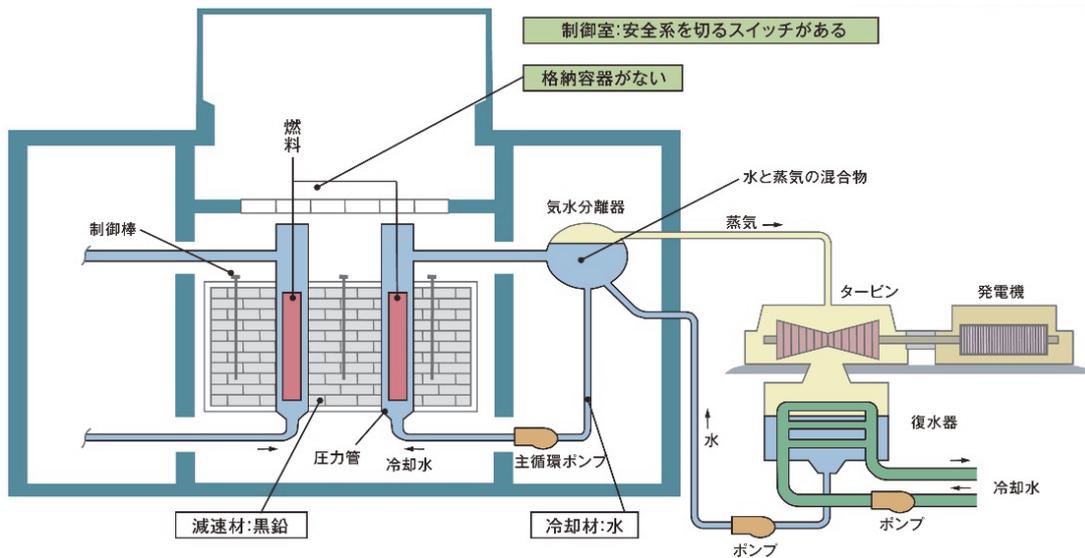


図 12-3 チェルノブイリ原子力発電所の構造 [出典：原子力・エネルギー図面集]

【コラム】ボイド反応度は正の反応度？負の反応度？

本章では「BWR ではボイド反応度は負の反応度効果を持つ」と述べてきたが、突如として「チェルノブイリ原子力発電所で使用されていた RBMK 型原子炉は事故時に正のボイド反応度を持っていた」と記述されているのを見て、少々面食らった読者もいるかもしれない。そこで、以下にて、ボイド反応度のメカニズムをよく考えてみよう。

軽水炉では、核分裂とともに発生する高速中性子が、主に軽水に含まれる水素 (H-1) との弾性散乱反応で減速されて生まれる熱中性子 (平均エネルギー：約 0.1 eV) による核反応が支配的となる。BWR では、軽水が気化 (ボイド化) すると、以下の 2 つの現象が起こる。

- ① 水素 (H-1) と中性子との弾性散乱反応率の減少
- ② 水素 (H-1) による中性子捕獲反応率の減少

①に関して、例えばボイド化前に水素と 10 回弾性散乱をしていた中性子が、ボイド化により弾性散乱の回数が 7 回に減ったとすると、3 回分の弾性散乱で失うはずだったエネルギーが中性子に残ることとなる。すなわち、軽水炉では軽水のボイド化により中性子エネルギーが高くなる (中性子スペクトルが硬くなる)。中性子エネルギーが高くなると、図 12-4 に示すように、U-235 の核分裂断面積が減少し、中性子の数を減らす効果が働く。また、炉心外縁付近では、中性子エネルギーの増加で平均自由行程が長くなることにより、炉心体系外へ中性子が漏れる効果が働く。これらの効果はいずれも原子炉内の中性子の数を減らす方向に働くことから、負の反応度効果を有する。

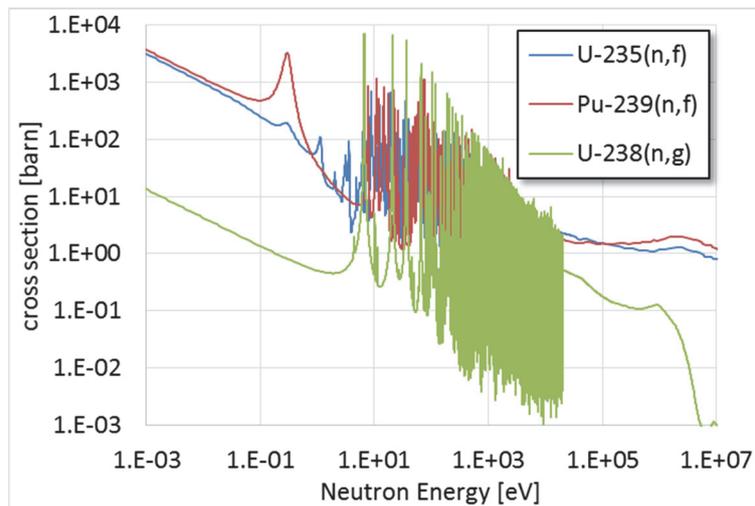


図 12-4 U-235、Pu-239、U-238 の断面積[17]

一方、②に関して、図 12-5 に示すように、水素は散乱断面積ほど大きくないが、0.1 eV の熱中性子に対して 0.16 barn の捕獲断面積を有する (散乱断面積は 22.9 barn)。軽水炉は原子炉内に占める軽水の割合が大きいため、水素による中性子捕獲は実際には無視できない。そのため、ボイド化によって軽水密度が減少すると、水素による中性子捕獲が減少するために、正の反応度効果が加わる。

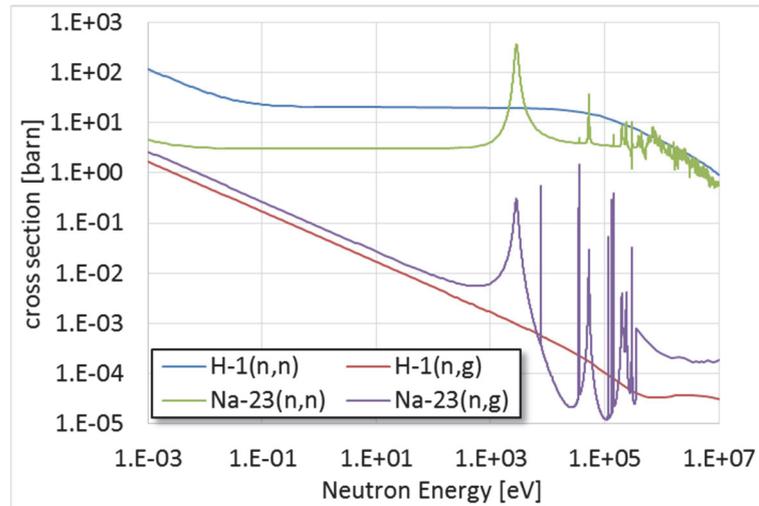


図 12-5 H-1、Na-23 の断面積[17]

したがって、BWR のボイド反応度が正の反応度になるか負の反応度になるかは、①と②の反応度効果のバランスによって決まるものである。①と②のバランスを決定するのは原子炉の設計仕様であり、「BWR ではボイド反応度は負の反応度効果を持つ」という特性は、先人達が頭を悩ませながら知恵を絞って、ボイド反応度が負となるように原子炉を設計した結果の産物であることを覚えておいて欲しい。

ナトリウム冷却高速炉の場合は、特に大型炉心においてボイド反応度が正となる 경우가多く、高速炉設計では、この正の反応度を小さくすることが今なお続く課題である。ナトリウム冷却高速炉は、燃料として主に MOX 燃料、冷却材に減速効果の小さなナトリウムを使用し、平均エネルギー 200 keV 程度の中性子にて核反応が起こる。ナトリウム冷却高速炉にてナトリウム (Na-23) がボイド化すると、BWR の場合と同様に、ナトリウムと中性子の弾性散乱反応率ならびに捕獲反応率が減少する。ナトリウムは、小さいとはいえ、ある程度の減速効果を有することから、ナトリウムがボイド化すると中性子スペクトルが硬化する。図 12-6 に示すように、MOX 燃料の主成分である Pu-239 をはじめ、燃料に含まれる U-235、U-238 等の核種は、高速中性子領域ではエネルギーが増加すると核分裂あたりに発生する平均中性子数が増加する。さらに、Pu-239 等は中性子エネルギーの増加によって核分裂断面積が若干増加すること、燃料中に大量に含まれる U-238 が高いエネルギーの中性子に対して有意な核分裂断面積を有することなども相俟って、正の反応度効果が働く。一方、弾性散乱反応の減少に伴う中性子エネルギーの増加で中性子の平均自由行程が長くなるため、炉心体系外への中性子の漏れが増加し、負の反応度が加わる。また、ナトリウムの中性子吸収反応率の減少は、軽水炉の場合と同様に正の反応度効果として働く。ナトリウム冷却高速炉でも、ボイド反応度の正負はこれらの効果のバランスに依存するが、多くの大型炉心にて反応度が正となるのは、ナトリウムのボイド化に伴う中性子の漏洩が小さいためである。ボイド反応度の低減策として、炉心の表面積を増加し中性子漏洩を増やすような幾何形状 (例え

ば扁平炉心) を採用する等、様々な検討が行われている。

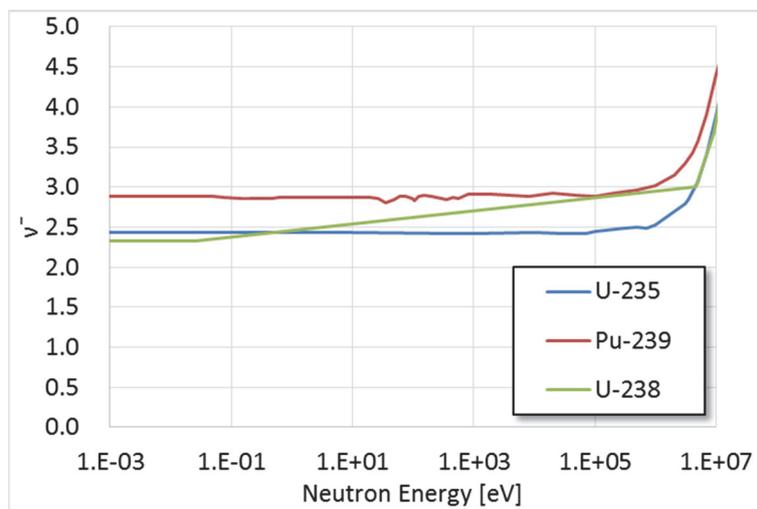


図 12-6 U-235、U-238、Pu-239 の一核分裂反応あたりの発生平均中性子数[17]

参考文献

- [1] 原子力百科事典 ATOMICA、<https://atomica.jaea.go.jp/index.html> (2019 年 8 月 22 日閲覧).
- [2] 平川直弘、岩崎智彦、「原子炉物理入門」、東北大学出版会 (2007).
- [3] 堀雅夫監修、「基礎高速炉工学」、動力炉・核燃料開発事業団 (1993).
- [4] 阿部博志、渡邊豊、「炭素鋼配管の流れ加速型腐食ならびに酸化皮膜構造に及ぼす材料・環境因子の影響評価」、表面技術、Vol. 63、No. 5 (2012).
- [5] P. L. Frattini, et al., "Axial offset anomaly: coupling PWR primary chemistry with core design", Nuclear Energy, 2001, 40(2), 123-135, (2001)
- [6] 渡辺恵司、藤原和俊、川村浩孝、「我が国の最先端原子力研究開発 シリーズ解説 第 14 回 材料と水で軽水炉を護る SCC 研究と水科学研究」、日本原子力学会誌、Vol. 51、No. 11 (2009).
- [7] T. Andersson, et al., "A decade of assembly bow management at Ringhals", Proceedings of a technical meeting, Cadarache, France, 22-26, Nov. 2004, IAEA-TECDOC-1454, (2005)
- [8] 三島良績、他、「軽水炉燃料の炉内挙動と安全性」、日本原子力学会誌、Vol. 18、No. 1 (1976).
- [9] 伊方発電所第 3 号機ウラン・プルトニウム混合酸化物 (MOX) 燃料 —原子燃料のリサイクル利用— の採用計画等について、伊方原子力発電所環境安全管理委員会技術専門部会資料 3-1、平成 16 年 6 月、四国電力株式会社.
- [10] Training Material on TRIGA Research Reactor, International Atomic Energy Agency, [https://ansn.iaea.org/Common/documents/Training/TRIGA%20Reactors%20\(Safety%20and%20Technology\)/intro/start_tmrr.htm](https://ansn.iaea.org/Common/documents/Training/TRIGA%20Reactors%20(Safety%20and%20Technology)/intro/start_tmrr.htm) (2019 年 12 月 9 日閲覧).
- [11] 岡芳明、鈴木勝男編著、「原子炉動特性とプラント制御」、オーム社 (2008).
- [12] 寺前哲也、他、「より高性能に、より安全に — 安全解析の最新技術」、三菱重工技報、Vol. 43、No. 4 (2006).
- [13] TRIGA nuclear reactor, General Atomics, <http://www.ga.com/triga> (2019 年 12 月 9 日閲覧)
- [14] 社団法人 日本原子力学会編、「原子力がひらく世紀 第 3 版」、社団法人 日本原子力学会、(2011).
- [15] 佐藤一男、他、「特集 チェルノブイリ事故から 15 年 私たちが学んだこと」、日本原子力学会誌、Vol. 44、No. 2 (2002).
- [16] Nuclear Power in Russia, World Nuclear Association, <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx> (2019 年 12 月 9 日閲覧).
- [17] K. Shibata, et al., "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering," J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).