

第 15 章 原子カプランスの安全性と原子炉の物理

内容

第 15 章 原子力プラントの安全性と原子炉の物理.....	331
15.1 原子力の安全確保と原子力安全の目的.....	333
15.1.1 原子力の安全確保.....	334
15.1.2 原子力安全の目的と「止める・冷やす・閉じ込める」.....	337
15.2 物理障壁の健全性と破損.....	339
15.2.1 被覆管の破損モード.....	340
15.2.2 原子炉容器の破損モード.....	343
15.2.3 格納容器の破損モード.....	345
15.3 安全評価の概要.....	347
15.3.1 決定論的安全評価.....	347
15.3.2 確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment: PRA)	350
15.4 安全評価と原子炉の物理.....	352

【この章のポイント】

- ・ 原子力安全の目的は、「人と環境を放射線の有害な影響から防護すること」である。
- ・ これを達成するために、多様な安全対策(防護手段)を複数用いる深層防護の考え方が用いられる。
- ・ 放射性物質および放射線を封じ込めるための物理障壁の健全性を確認するために、プラントの安全評価が行われるが、その際の炉心特性パラメータとして炉物理計算の結果が用いられる。
- ・ 原子炉の物理は、核分裂の連鎖反応を制御するという、原子力安全の確保において最も重要な基盤である。

炉物理部会が 2017 年に策定した「原子炉物理分野の研究開発ロードマップ 2017 年版」において、原子炉物理のミッション（使命）は、「原子核分裂反応を主とした中性子と原子核の相互作用を中核とする学術分野において、原子力システムで発生する様々な物理現象を深く理解し、安全に制御することにより、人類社会の健全かつ持続的な発展に寄与する」と記載されている。福島第一原子力発電所の事故に言及するまでもなく、原子力利用において、安全性の確保が最優先事項であることは明らかであろう。

本章では、原子炉の物理と原子力発電プラントの安全性の関係について述べる。原子力安全の確保において、最も重要なことの一つは、核分裂の連鎖反応を的確に制御することである。これはまさに原子炉の物理の対象であり、この意味では、原子炉の物理は原子力安全確保の最も重要な基盤を担っているといえる。

一方、原子炉の炉心の核設計で一般的に対象とするのは、炉心内の出力の平坦さを表す出力ピーキング係数、原子炉の温度変化などに対する反応度変化を示す反応度係数、制御棒による反応度といった炉物理的な炉心特性パラメータであるが、これらは、原子力安全の目的である「人と環境を放射線の有害な影響から防護すること」を直接判断できるものではない。では、炉心特性パラメータと安全性の確保はどのような関係になっているのか？これらの関係を理解しておくことは、原子力プラントの安全確保を理解する上で重要である。

本章では、以上の観点を含めつつ、原子炉の物理と原子力プラントの安全性について説明する。

15.1 原子力の安全確保と原子力安全の目的

【この節のポイント】

- ・ 原子力プラントの安全確保には、労働安全と原子力安全の 2 種類がある。
- ・ 原子力安全の目的は、「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」である。
- ・ 原子力安全の目的を達成するために、異常時には核分裂連鎖反応を「止め」、崩壊熱を除去することで燃料を「冷やし」、その結果として放射性物質を物理障壁の内部に「閉じ込める」。このプロセスは、「止める・冷やす・閉じ込める」と表現される。

15.1.1 原子力の安全確保

「原子力利用において安全性の確保は最優先」とはよく言われることであるが、原子力プラントにおいて安全性を確保するためには、どのようなことが実現されれば良いのであろうか。

まず、一般的に「**安全 (safety)**」とはどのような状態であろうか。実は、安全を「否定形」を使わずに定義することは難しい。すなわち、「〇〇が安全というものである」という言い方は困難であり、安全かどうかは、「危険性がないかどうか」という問いに置き換えられる。この問いからは、「危険がない状態が安全」、ということになる。しかし、科学技術において、リスクがゼロ、すなわち「絶対安全」は実現不可能である。そのため、科学技術分野においては、「**危険性 (リスク、risk)** が社会から幅広く受け入れられる水準以下に抑制されている」状態を安全と定義されることが一般的である。

【コラム】 社会から幅広く受け入れられる水準のリスクと安全目標

原子力発電所は、どの程度安全であれば、十分に安全といえる（言い換えると十分にリスクが低いといえる）のであろうか。これは、原子力開発の初期から”How safe is safe enough?”という形で問い続けられてきた問題でもある。

これに答えようとする試みの一つが**安全目標 (safety goals)**である。日本では、旧原子力安全委員会の安全目標専門部会が「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」を平成 15 年 12 月に公表している。安全目標は原子力安全規制活動の下で事業者が達成すべき、事故による危険性（リスク）の抑制水準を示す定性的目標と、その具体的水準を示す定量的目標で構成されている。中間とりまとめでは、安全目標を議論する理由を「様々な原子力利用活動に係るリスク管理者にそれぞれの分野で健康被害の可能性を抑制するために行うべき活動の深さや広さを共通の指標で示すことができる」ためとしている。この中間とりまとめ案における安全目標の案は以下のとおりである。

[定性的安全目標案]

原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。

[定量的安全目標案]

原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の 1 程度を超えないように抑制されるべきである。

原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の 1 程度を超えないように抑制されるべきである。

さらにこの安全目標への適合状況を検討する目安として、性能目標が以下のように議論されている。

[性能目標案]

炉心損傷頻度： 10^{-4} [炉年]

格納容器損傷頻度： 10^{-5} [炉年]

福島第一原子力発電所事故では、セシウム (Cs) による土地汚染により、広い地域で長期間帰還できないなどの深刻な社会的影響が発生した。旧原子力安全委員会の安全目標は主として健康リスクに着目したものであったことから、土地汚染に関連する性能目標として、原子力規制委員会では以下を提示した。福島第一原子力発電所事故では、Cs 換算で 10,000 TBq 程度の放射性物質が放出されており、この性能目標は、その 1/100 程度となっている。

[性能目標]

Cs 換算で 100 TBq を超える放射性物質の放出頻度： 10^{-6} [炉年]

【コラム】健康診断（人間ドック）と安全目標とサロゲート

健康診断や人間ドックの目的は、何であろうか。安全目標風に言うと、健康診断や人間ドックの「定性的目標」は、「健康に過ごせること」といえるのではないだろうか。

では、定性的目標が「健康に過ごせること」であったとして、それをどのように判定すれば良いだろうか。厳密に考えるとなにがしかの判定基準が必要になるだろう。例えば、「次の 1 年間に健康を害する確率が〇〇%」という形かもしれない。これが、安全目標で言うところの「定量的目標」に相当すると考えても良いだろう。

では、仮に「定量的目標」が決まったとして、それが満足されているかどうかをどのように判断すれば良いだろうか。これは、かなり難しい問題である。

一般的に、健康診断や人間ドックで測定しているパラメータ（血圧、 γ -GTP、尿酸値、HDL/LDL コレステロール、中性脂肪、血糖値、などなど）は、疾患（になる確率）と相関がある。例えば、年齢、性別、喫煙頻度、身長、体重、血圧、BMI、糖尿病の有無などのパラメータを入力すると、向こう 10 年間に脳卒中になる確率を計算する計算式がある。脳卒中になる確率は、様々な身体状態の相互作用によって決まると考えられるが、容易に測定できるパラメータを用いて、この確率を比較的簡単な計算式で模擬している（あるいは代替している）と言える。このように、複雑な現象の代わりになる簡単なモデルをサロゲートモデル（代理モデル）と呼ぶ。

健康診断や人間ドックで様々な測定を行うのは、これらの測定値が、疾患になる確率（あるいは疾病の有無）を評価するサロゲートモデルの入力になるためであり、血圧などのパラメータが、安全目標における性能目標に相当すると言えそうである。すなわち、安全目標は人と環境への影響に関する目標であるが、その目標への適合性を評価する良い指標（性能目

標)として、炉心損傷頻度 (Core Damage Frequency: CDF) や格納容器機能喪失頻度 (Containment Failure Frequency: CFF)、あるいは、早期大規模放出頻度 (Large Early Release Frequency: LERF)、放射性物質放出量などを用いていると理解すれば良い。

血圧だといくつかの判断基準があるが、例えば 140 mmHg という判断基準があったとして、測定値が 141 mmHg であれば、即不健康、という判断にはならないであろう。他のいろいろなパラメータを見ながら様子を見つつ、血圧を下げる方策を検討するかもしれない。一方、最高血圧が 200 mmHg と判断基準を大幅に上回っている場合は、即何らかの対応を取る必要がある。安全目標における性能目標も同じ位置づけであり、例えば CDF を目標値 (10^{-4} [/炉年]) と比較し、少しでも目標値より大きいと×、そうでないなら○、という判断にはなじまない。

原子力プラントにおける安全性は、労働安全に関するものと原子力安全に関するものに大別することができる。傷害や中毒などに代表される労働安全は、広く産業一般に共通するものであり、原子力プラントに特有なものではない。一方、原子力安全は放射線リスクに起因するものであり、原子力プラントに特有で、また、放射線リスクは影響が非常に大きくなり得る特徴を有している。このため、本章では、特に原子力安全に着目して説明を行う。なお、原子力プラントにおいて、労働安全は一般産業と同じく軽視できない。

【コラム】美浜3号機二次系配管破断事故

平成16年8月、美浜3号機（PWR）において二次系配管の破断事故が発生した。PWRの二次系配管内を流れる水は、炉心を通らず、放射性物質は含まれていないため、この事故における放射線リスクはなかったが、配管内を流れていた高温高压（約9気圧、140℃）の冷却水により11名の作業員の方が死傷するという大事故になった。事故の直接原因は、破断した場所の配管の肉厚が薄くなっていたにも関わらず、見落としのため当該配管の検査が行われていなかったことであった。この例以外にも、原子力プラントにおいて労働災害は引き続き発生しており、労働安全の確保は重要な課題である。

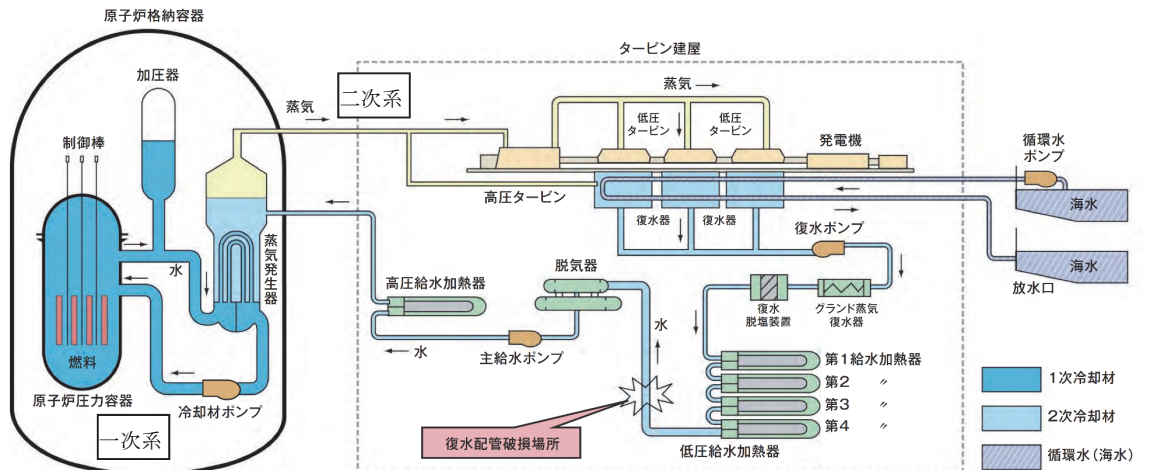


図 15-1 美浜3号機二次系配管破断事故の概要

出典：原子力・エネルギー図面集 2016（原子力文化財団）

15.1.2 原子力安全の目的と「止める・冷やす・閉じ込める」

前節で、原子力プラントの安全確保には、労働安全と原子力安全の二つの側面があることを述べた。原子力プラントにとって重要となる原子力安全の目的は以下の通りである¹。

「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」

放射線の影響は、原子力プラントに特有であり、かつ、広い範囲に非常に深刻な影響をもたらしえる。原子力安全の目的を達成するためには、放射性物質および放射線が制御されることなく原子力施設から有意に放出されることを防ぐ必要がある。具体的には、放射性物質および放射線を閉じ込める（遮蔽する）物理的な壁を健全な状態に保っておくことで、原子力安全の目的を達成することができる。物理障壁は、放射性物質および放射線を閉じ込める物理的な壁のことであり、原子力発電所の通常運転時はもちろんのこと、事故時において物理障壁が破損しないかどうか（健全であるかどうか）を確認することが重要となる。

原子力発電では、核分裂に伴って発生する核分裂生成物は、その多くが強い放射線を出す

¹ 「原子力安全の基本的考え方について 第I編」、日本原子力学会（2013）。

放射性物質である。第 10 章でも説明したように、軽水炉を含む一般的な原子炉では、炉心で発生する放射性物質を封じ込める物理的な障壁として以下のものがある。

燃料ペレット
被覆管
原子炉容器
格納容器
(原子炉建屋)

福島第一原子力発電所事故では、これらの物理障壁がすべて機能しなくなった結果、外部の環境中に放射性物質が大量に放出される事態となった。

燃料ペレットについては、多く種類の放射性物質を閉じ込める機能があるが、希ガスや揮発性の高い放射性物質の閉じ込め機能は不完全である。また、原子炉建屋については、十分な気密性が要求されているわけではないため、非常用空調設備により放射性物質を吸着するフィルターを通して換気することで建屋内を大気圧よりやや気圧が低い負圧の状態に保つ設計としている。負圧にすることで、原子炉建屋の外から中にのみ空気が移動することになり、仮に事故等で原子炉建屋内において放射性物質が放出されても、この放射性物質が外部に広がるのを防ぐことが出来る。シビアアクシデント時に空調が使えなくなったとしても、炉心から放出された放射性物質が原子炉建屋内の機器や壁等に沈着することで、環境中に放出される放射性物質を低減させる効果がある。

では、これらの物理障壁の健全性は、どのように確認すればよいであろうか。15.3 節で詳しく述べるが、物理障壁に対する最大の脅威は、核燃料から出る熱エネルギーである。原子炉において、熱エネルギーの発生源は核分裂および崩壊熱（放射性崩壊）であることから、原子力プラントにおいて異常が発生した場合には、最大の発熱源である核分裂反応を「止め」、引き続き発生する崩壊熱を適切な手段で原子炉外に逃すことで「冷やし」、その結果として物理障壁を健全に保ち、放射性物質を「閉じ込める」必要がある。このプロセスは「**止める・冷やす・閉じ込める (reactivity control, cooling, confinement)**」と表現されることがある。

先に述べたように、原子力安全の目的は「人と環境を放射線リスクから防護すること」であるため、原子力安全の目的を達成するためには、放射性物質と放射線を「閉じ込める」ことが達成されればよい。これを確実に達成するために、核分裂反応を「止める」こと、崩壊熱を除去して「冷やす」ことが要求されると考えることもできる。

【コラム】深層防護

原子力安全の目的を達成するために、原子炉の設計では、**深層防護 (defense in depth)** という概念が用いられる。深層防護とは、我々の知識の不完全さ等に起因する不確かさへの備えとして、多種の防護策を組み合わせることで、全体として防護の信頼性をできるだけ向上

させる概念であり、もともとは軍事で使用されていたものである。

身近な工学システムの例として、自動車の安全設計を考えてみよう。自動車の安全の目的は「乗員を死傷のリスクから防護すること」であり、これを達成するために、例えば以下の安全対策がなされている。

- (1) 自動車を運転している際に、異常状態が発生する確率をできるだけ少なくするよう、十分に余裕をとった設計、製造時の品質管理を行う。また、急発進という異常な状態にならないよう、シフトをパーキングポジションにしないとエンジンがかからないなどのインターロックを設ける。
- (2) 急ブレーキを踏んだ際には、車輪が空転することを防ぐアンチスキッドブレーキを装備し、急ブレーキを踏むという異常状態が事故に発展することを防ぐ。
- (3) それでも事故に至った場合を想定し、乗員を保護し、人に対する事故の影響を緩和するため、シートベルトやエアバッグを装備する。
- (4) 衝突の際の衝撃を感知し、自動的に 119 番通報を行うシステムを装備する。

原子炉においては、深層防護の考え方に基ついて以下のように安全対策が取られている。(第一層)十分に安全余裕をとり、高品質な施工と保守管理を行うことで、プラントが故障したり異常状態になったりする確率を低減する。

(第二層)プラントが異常状態になった場合、それをできるだけ早期に検知し、スクラム(原子炉の自動停止)を行うことで、核分裂の連鎖反応を停止させ、異常状態が事故に発展することを防ぐ。

(第三層)それでも事故に至った場合には、非常用炉心冷却システム(Emergency Core Cooling System: ECCS)などにより、原子炉を冷却し、事故の影響を緩和する。

(第四層)設計であらかじめ想定した事故を超える状態(過酷事故を含む)になった場合でも、その影響(具体的には、外部への放射性物質の放出)をできるだけ少なくするよう、可搬型の機器を含め、使用可能な機器を用いて格納容器の閉じ込め機能をできるだけ維持する対策をとる。

(第五層)周辺公衆への影響をできるだけ少なくするため、屋内退避、避難などの防災行動をとる。

15.2 物理障壁の健全性と破損

【この節のポイント】

- ・ 原子力安全の目的を達成するためには、放射性物質を封じ込める物理障壁(被覆管、原子炉容器、格納容器)が破損しないこと(健全であること)がキーポイントになる。
- ・ 物理障壁は、熱的要因、化学的要因、機械的要因などにより、様々な形態(モード)で破損に至ることがある。
- ・ 物理障壁の健全性を確保するためには、破損モードを把握し、それらの破損モードが発生しない範囲で原子炉を運転管理していく必要がある。

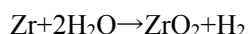
15.1 節で述べたように、原子力安全の目的（人と環境を放射線リスクから防護する）を達成するためには、原子炉内で発生する放射性物質及び放射線を原子炉内部に封じ込めておく必要がある。この封じ込め機能を担うのが**物理障壁 (physical barrier)** である。以下では、被覆管、原子炉容器及び格納容器が破損に至る原因の概要を説明する。これらの破損には、原子炉内で発生する様々な物理現象が相互に関係している場合がある。

15.2.1 被覆管の破損モード

軽水炉の被覆管は、厚さ 0.0005 m (0.5 mm) 程度のジルコニウム製合金でできており、燃料内で発生した核分裂生成物を燃料棒内部に閉じ込める役割を果たしている。被覆管は、冷却材の圧力、燃料棒内部の気体の圧力、あるいは、冷却材の流れなどから様々な力（応力）を受ける。被覆管が破損に至る主な要因を以下にまとめる。

(1) 熱的損傷-酸化に伴う脆化

意図せず制御棒が引き抜かれるなどして、燃料棒内の核分裂数が非常に増加する場合を考えてみよう。燃料棒内の核分裂により発生した熱エネルギーは、ペレットおよび被覆管の伝熱により冷却材に伝達される。詳細については第 11 章で述べているが、燃料棒内で発生した熱エネルギーがあまりにも大きすぎると、被覆管の表面における沸騰が激しくなり、結果として被覆管の表面が薄い蒸気の膜で覆われてしまう**膜沸騰状態 (film boiling)** となる。蒸気は気体であることから、熱の伝わりが非常に悪い。したがって、燃料棒表面で膜沸騰が発生すると、被覆管の温度が急上昇する。被覆管の材質であるジルコニウムは、高温 (900°C 程度以上) になると、周りの水蒸気と酸化反応を起こすことが知られている。



生成される二酸化ジルコニウム (ZrO_2) は、硬くてもろいため、被覆管は破損しやすくなる。以上のことから、燃料棒の発熱量が大きくなりすぎると、燃料棒が熱的に破損することになる。

(2) 機械的要因-塑性変形

燃料ペレットは、二酸化ウラン (UO_2) の酸化物であるが、その融点は使用前（燃焼前）で 2,800°C 程度である。運転中、ペレット中心部の温度が最も高くなるが、通常運転時のペレット中心温度は最大でも千数百度であり、融点より十分に低い。しかし、燃料棒の出力が設計の想定値を大幅に超えると、ペレット中心部の温度が融点より高くなる可能性がある。中心部が溶融すると、溶融したペレットの体積は膨張する。この結果、ペレットによって被覆管が押し広げられる。また、燃料が制限値を超える出力に至り、ペレットの熱膨張などにより被覆管が押し広げられる場合がある。これらの力により、燃料棒が塑性変形し、結果と

して破損に至る場合がある。この作用を**ペレット・被覆管機械的相互作用 (Pellet Clad Mechanical Interaction: PCMI)**と呼んでいる。さらに、燃料棒内部は密閉された空間であり、内部の温度が高くなることで内圧が上昇する。この内圧上昇によっても、被覆管が塑性変形し、破損する可能性がある。

なお、核分裂により生成する核分裂生成物の中には、気体状のものがある。希ガスのキセノン (Xe) やクリプトン (Kr) が代表的なものである。希ガスの一部はペレット内に保持され、残りは被覆管内に放出される。このため、燃焼が過大になる（核分裂の総数が過大になる）と、放出された希ガスにより燃料棒の内圧が上昇し、被覆管の塑性変形による燃料棒の破損の原因になりうる。

(3) 機械的要因-クリープ

金属には、力を長時間掛け続けると、徐々に変形する性質がある。これを**クリープ (creep)**と呼ぶ。燃料棒の内圧が冷却材圧力より高い場合、被覆管を押し広げる力がかかり続けるため、被覆管がクリープ変形して破損に至る場合がある。燃焼に伴って、燃料棒内にガス状の核分裂生成物が蓄積されるため燃料棒の内圧は上昇するが、一般的に冷却材圧力を上回ることはないように設計されている。

逆に、周囲の冷却材の圧力が燃料棒の内圧より高い場合、燃料棒には周囲から押しつぶされる方向の力がかかり続ける。このため、燃料棒がつぶされる形に変形し（コラプス）、燃料棒が破損することがある。そのため、燃料棒内圧が低すぎるのも問題になり得る。そこで、例えば PWR の場合、運転中の冷却材圧力は 157 気圧であるのに対して、燃料棒の内圧は、ヘリウムを加圧して封入することで、製造時に 30 気圧程度に設定されている。なお、停止時には冷却材圧力は大気圧となり、燃料棒内圧の方が高くなる。

(4) 機械的要因-金属疲労

針金は柔軟性に富んでおり手で曲げることができる。また、手で曲げても折れることはない。しかし、針金の同じ個所を繰り返し折り曲げると、針金を折ることができる。これは**金属疲労 (metal fatigue)**によるものである。

原子炉は、運転中は高温・高圧になるが、停止時には室温・大気圧状態となる。そのため、被覆管には、外部の圧力変動による力が繰り返し加わる。また、燃料棒の出力が変化すると、燃料棒内部の温度が変化するため、被覆管内圧が変化し、やはり被覆管に応力が加わる。

以上のことから、被覆管の金属疲労により被覆管が破損しないような配慮が必要である。

(5) 機械的要因-グリッドフレッシング

風のある日に、ブラインドが下ろされた窓を開けたことがあるだろうか。ブラインドの角度を 90°（すなわち、窓を通る風と平行な方向）にすると、風が通るようになるが、風がある程度強いと、ブラインドがバタバタ振動するのを経験したことがあると思う。このような振動を流力振動と呼んでいる。

炉心の発熱密度は高いことから、熱除去のため、高圧の冷却材を非常に速く流している。例えば、加圧水型軽水炉の場合、炉心部における冷却材の速さは数 m/s 程度である。燃料棒は、グリッドスペーサ（第 10 章参照、支持格子とも呼ばれる）の板ばねで集合体に保持されているが、冷却材の流れによっては、燃料棒が流力振動を起こす場合がある。その結果、グリッドスペーサの板ばねと被覆管が接している部分が振動により摩耗し、被覆管に穴が開くことがある。これを燃料棒の**フレッティング破損 (fretting failure)** という。フレッティング破損は、特に PWR において、集合体から集合体への横流れ（クロスフローと呼ぶ）が生じる場合に発生する可能性がある。

【コラム】もんじゅのナトリウム漏洩事故と流力振動

1995 年 12 月 8 日に、高速増殖炉もんじゅにおいて、二次系のナトリウム配管からナトリウムが漏洩する事故が発生した。のちの調査において、配管内に突き出すように設置されたナトリウム用の温度計が折損し、その破損箇所からナトリウムが漏洩したことが判明した。

折損した温度計は細い筒状のものであり、ナトリウム冷却材の流れに突き出す形で流れに垂直に設置されていた。その結果、窓のブラインドが風で振動するのと同じように、流力振動で棒状の温度計が振動し、金属疲労が発生し、その結果、温度計が折損したものである。

二次系ナトリウムには放射性物質は含まれておらず、原子炉は安全に停止されたため、原子力安全に直接関連する事故ではなかったが、現場情報の隠ぺいなどにより社会問題になった。その後、2010 年の運転再開まで、約 15 年を要した。

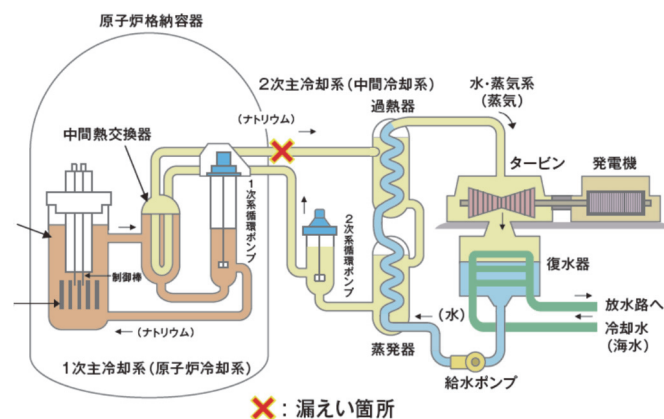


図 15-2 もんじゅのナトリウム漏洩事故の概要
出典 原子力図面集、原子力文化財団 (2016).

(6) 機械的要因-異物フレッティング

炉心の冷却材中には、金属の切削片や小さな針金といった異物が紛れ込んでいる場合があり、これらの異物が冷却材の流れに乗って炉心に流入することがある。このような異物は、一次系配管関連の工事などに伴って発生する可能性がある。炉心に流入した異物は、燃料棒と燃料棒の間隔を保持するための燃料集合体のグリッドスペーサに引っかかることがある。

グリッドスペーサは複雑な形状をしており、特に、燃料棒とグリッドスペーサの間に異物が引っかかると、流体の流れにより異物が振動する。異物が振動し続けると、被覆管が次第に摩耗し、最終的に貫通孔があく可能性がある。このようにして発生する被覆管破損を**異物フレッティング破損 (debris fretting failure)** という。

異物フレッティング破損を防ぐため、異物をひっかけて捕捉する異物フィルターが燃料集合体の下部に設置されている。

なお、このように異物は被覆管の破損につながる可能性があることから、炉心、一次系配管、燃料プール周辺では、異物が混入しないように管理がなされている。

(7) 化学的要因-過大腐食

被覆管に使用されているジルコニウム合金は、高温水中での腐食は少ないが、運転に伴って被覆管表面に酸化皮膜が生成される。また、冷却材中の不純物などが堆積した皮膜も被覆管表面に生成される。これらを**クラッド (水垢、crud)** と呼ぶ。クラッドが厚くなると、被覆管の熱伝達が悪化し、結果的に被覆管の温度が上昇する。被覆管の温度が上昇すると、被覆管表面で局所的に小規模な沸騰が発生しやすく、あるいは被覆管表面での冷却材の蒸発が多くなるため、さらにクラッドの付着が促進されることがある。これが被覆管破損の原因になり得る。このクラッドの一部は、冷却材とともに炉心、一次系配管、使用済み燃料プールなどに移動する。そのため、炉心を通る冷却材が存在する区域は、放射線管理区域として管理される。

(8) 化学的要因-水素脆化

被覆管を構成するジルコニウムが冷却水と反応し酸化反応を起こすと、微量ながら水素が発生する。ジルコニウム合金は水素を取り込みやすい性質があり、水素が取り込まれると、被覆管が硬く脆くなる。これを被覆管の水素化、**水素脆化 (hydrogen embrittlement)** という。水素化が過度に進行すると、被覆管が破損することがある。

(9) 複合要因-応力腐食割れ

核分裂生成物の中には、ヨウ素のように、金属に対する腐食性を有するものがある。このような腐食性の物質がある環境下で、金属に応力がかかると、応力と化学的な環境の相互作用により、**応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking: SCC)** が発生する可能性がある。

15.2.2 原子炉容器の破損モード

原子炉の安全設計においては、炉心（燃料）が損傷し、冷却可能な形状が保たれない状態が生じないように、安全対策を行う。したがって、原子炉容器（第10章、図15-1）の破損は、設計で想定している事故では発生しない。しかし、設計を超える事故事象においては、原子炉容器の破損が発生する可能性がある。

(1) 溶融燃料による破損

炉心から冷却材が喪失することで冷却不十分な状態になり、崩壊熱とジルコニウム-水反応の発熱により燃料が溶融すると、溶融した燃料は原子炉容器下部に堆積する。溶融した燃料は 3,000°C 近くの非常に高温であることから、原子炉容器下部はその高温に耐えられず破損に至る。福島第一原子力発電所事故においては、1 号機から 3 号機において、全電源喪失により炉心冷却機能・注水機能が全喪失した結果、溶融燃料により原子炉容器下部が破損し、溶融した燃料の一部（あるいは大部分）は格納容器下部に落下した。

(2) 衝撃力による破損

制御棒が急激に引き抜かれた場合、燃料の出力は急激に上昇し、内圧が高くなることで被覆管が破裂する。内部で溶融した高温の燃料と冷却水が接触することで、水が爆発的に蒸発する**水蒸気爆発 (steam explosion)**が発生する可能性がある。また、仮に破損燃料があったとすると、燃料棒内部に侵入した水が急激に水蒸気になり、やはり燃料棒を破裂させる原因になる。水蒸気爆発や燃料棒の破裂は、原子炉内で衝撃波を発生させることになる。この衝撃力があまりにも大きいと原子炉容器の破損につながるため、一本の制御棒の引き抜きで添加される反応度を制限することで、衝撃波を発生させるエネルギーを制限する必要がある。

【コラム】原子炉の暴走—SPERT 実験

原子炉の開発当初、「原子炉にどれだけの反応度を添加すると破壊に至るのか」ははっきりと解明されていなかった。米国では、この点を解明するために、アイダホ国立研究所にて Special Power Excursion Test (SPERT) 実験が行われ、添加する反応度を系統的に変化させつつ炉心の挙動を調べる実験が行われた。その結果、大きな反応度が添加されると、高温になった燃料が溶融・分散し、周りの冷却材と水蒸気爆発を起こすことで原子炉を破壊するメカニズムが明らかになった。これは、言い換えると、燃料が分散しなければ水蒸気爆発は発生せず、したがって、衝撃力も発生しないことを明らかにしたといえる。

これから、原子炉の設計においては、制御棒の急激な引き抜きによって添加される反応度を制限することで、原子炉容器を破損させるような水蒸気爆発を発生させない設計としている。

SPERT 実験の様子については、Youtube に映像がアップロードされている。SPERT、Reactor、Excursion などの検索により見ることができる。

(3) 脆性破損

原子炉容器は、低炭素鋼（いわゆる鉄鋼）が用いられている。低炭素鋼は、通常の温度では延性に富む材料であるが、非常に低温になると、硬く、もろくなる性質がある。すなわち、通常の温度であれば力を加えると曲がるが、低温では曲がらず、ガラスのように割れる挙動を示す（**脆性破損 (brittle fracture)**）。このような金属の性質を低温脆性と呼ぶ。低炭素鋼

はマイナス数十度になると脆性を示す。

原子炉容器はマイナス数十度で使うことはないため、低温脆性は関係ないように思われるが、中性子の照射を受けると、脆性を示し始める温度（**脆性遷移温度（nil-ductility temperature）**）が高くなる性質がある。このため、数十年にわたり中性子の照射を受ける原子炉容器の脆性遷移温度は数十℃まで上昇する可能性がある。通常の運転状態では、原子炉容器は 200～300℃になるため、低温脆性は問題にならないが、事故時に非常用炉心冷却系が動作すると、炉心外部から温度の低い水（室温程度）が大量に炉心に注入されるため、原子炉容器の低温脆性が問題になり得る。そのため、例えば PWR では、原子炉容器と同一の材料からなる監視試験片を燃料の近くに配置しておき、定期的に取り出して脆性遷移温度を測定している。この測定結果に基づいて、事故時の条件を包絡する形で原子炉容器の健全性を評価し、問題のないことを確認している。

15.2.3 格納容器の破損モード

格納容器（第 10 章、図 15-1）は、一次系配管の破断事故、あるいは炉心/原子炉容器が損傷するシビアアクシデント時に、外部への放射性物質の放出を防ぐため設置されている。一次系配管の破断事故は、設計で考慮されており、この条件で格納容器が破損することはない。一方、シビアアクシデント時には、格納容器が破損する可能性がある。格納容器が破損する主な要因を以下に示す。

(1) 熱

格納容器は密閉された空間であるため、燃料から発生し続ける崩壊熱を除去しないと格納容器内部の温度が上昇する。格納容器の密閉性を確保するため、配管・電線などが格納容器を貫通している部分（ペネトレーションと呼ばれる）には、有機系の樹脂などを用いてシールがなされている。この樹脂は、格納容器内の温度が 300℃程度になると劣化し、気密性が失われる。

(2) 圧力

上記と同様の理由で、格納容器の圧力が上昇すると、その圧力により格納容器が破損する。設計時に想定している最大圧力は 3-4 気圧程度であるが、これを大幅に上回ると破損に至る。

(3) 衝撃力

格納容器の破損に至る衝撃力は、以下の理由で発生しえる。

- ・水-ジルコニウム反応で発生する水素の燃焼（爆轟）
- ・熔融燃料が水と接触することで発生する水蒸気爆発

BWR は、圧力抑制装置（サプレッションチェンバー）を設けているため、格納容器体積

が PWR に比べて小さい。そのため、炉心損傷時に発生した水素が爆轟する可能性があることから、格納容器内を窒素置換して不活性雰囲気とし、水素の燃焼を防いでいる。PWR は、格納容器体積が大きいことから、水素の爆轟には至らない。

溶融した燃料と水との接触による水蒸気爆発については、現象としての不確かさが大きいですが、これまでの実験結果などによると、起こる可能性は低いとの評価がなされている。

【コラム】水素の燃焼-爆燃と爆轟

理科で水の電気分解を行ったことがあるだろうか。水を電気分解すると、水素と酸素が発生する。試験管に水素を溜め、火を近づけると「ポン」と音がして燃焼する。

水素は、非常に燃焼しやすい気体である。大気中においては、水素濃度が 4～75% の範囲で燃焼する。

水素の燃焼形態には、爆燃 (deflagration) と爆轟 (detonation) の二種類がある。爆燃は水素濃度が低い場合に発生する。一般的に我々がイメージする「ガスが燃焼する」イメージである。燃焼が伝播する速さは、2～3 m/s であり、比較的遅い。一方、爆轟は水素濃度が 18% 程度以上で発生する。爆轟の燃焼の伝播の速さは 1～3 km/s とまさにけた違いに大きい。音速より燃焼の伝播の速さが大きいため、衝撃波が発生し、この衝撃波は非常に大きな破壊力を持つ。

福島第一原子力発電所事故では、1、3 および 4 号機の原子炉建屋が水素爆発した。1 および 3 号機の原子炉建屋の爆発は、日中に発生したため、その映像が残っており、Youtube でも見ることができる。この映像を見ると、1 号機と 3 号機の水素爆発の様相は全く異なっている。1 号機では、比較的ゆっくりと爆発が起こっているのに対し、3 号機では、大規模な爆発が急激に発生している。これは、爆燃と爆轟の違いであると推定されている。1 号機では、原子炉建屋の水素濃度が比較的低かったことから爆轟に至らず、燃焼速度が比較的遅い爆燃により原子炉建屋内部の圧力が上昇、原子炉建屋上部が破損に至ったものである。3 号機では、原子炉建屋内部の水素濃度が高かったため、爆轟が発生、衝撃波により急激かつ大規模な爆発になったものと推定されている。

(4) 溶融燃料デブリ

原子炉容器下部から流出した燃料の溶融物 (**燃料デブリ (fuel debris)**) は、格納容器の床面に堆積する。溶融燃料デブリは非常に高温であるため、床面のコンクリートと反応し侵食する。これを **溶融炉心-コンクリート相互作用 (Molten Core Concrete Interaction: MCCI)** と呼ぶ。格納容器の床面 (ベースマット) は厚さ数 m のコンクリートになっているが、溶融燃料によるコンクリートの侵食が大規模に起こる場合、ベースマットを溶融貫通することが想定される (**ベースマット溶融貫通 (base mat melt-through)**)。

また、BWR の格納容器は比較的小さいため、床面に落下した燃料デブリが格納容器床面に広がり、床面外周部の格納容器と接することで、鋼鉄製の格納容器を破損する可能性がある。これを **シェルアタック (shell attack)** と呼ぶ。

15.3 安全評価の概要

【この節のポイント】

- ・ 原子力安全の目的が達成されるかどうかを確認するため、原子力プラントにおける様々な異常状態を考慮して安全評価が行われる。
- ・ 安全評価は、決定論的安全評価と確率論的リスク評価の二種類がある。
- ・ 決定論的安全評価は、代表的な事故シナリオに対してプラントの挙動を解析し、放射性物質を閉じ込める物理障壁の健全性及び周辺公衆に対する被ばく線量などを評価する。
- ・ 確率論的リスク評価は、プラントで発生しえる異常を網羅的に考慮し、イベントツリーを用いてそれぞれの事故シナリオの発生確率を計算する。

原子力発電所の安全性を確認するためには、様々な異常状態が発生したとしても、原子力安全の目的（人と環境を放射線リスクから防護する）が達成されていることを確認する必要がある。安全評価の方法は、以下の二種類に大別される。

- ・ **決定論的安全評価 (deterministic safety assessment)**：放射性物質を閉じ込める物理障壁の健全性および周辺公衆に対する被ばく線量などを評価する
- ・ **確率論的リスク評価 (probabilistic risk assessment)**：炉心が大規模な損傷に至る確率などを計算する。

以下では、これらの評価の概要について説明する。

15.3.1 決定論的安全評価

原子力発電所においては、様々な異常や事故状態が想定されるが、原子力安全の観点からは、事故時において放射性物質の放出を防ぐ物理障壁の健全性が重要となる。決定論的安全評価は、以下のプロセスで実施される。

プラントの異常状態をできるだけ包絡的に検討するため、15.2節で説明した被覆管、原子炉容器、格納容器の損傷の形態（損傷モード）を考慮し、それぞれの損傷モードを引き起こす要因をすべてリストアップする。例えば、被覆管の熱的損傷は、燃料棒の出力増加あるいは、冷却材流量の低下や冷却材の圧力低下など冷却能力の低下に起因して発生することが考えられる。

次にすべきことは、損傷モードを引き起こすプラントの異常状態がどのようなメカニズムで生じるかを検討することである。燃料棒の出力増加については、制御棒の意図しない引き抜きや冷却材中のホウ酸の意図しない希釈などにより発生する。また、冷却能力の低下については、一次系の配管破断による冷却材喪失、冷却材ポンプの停止による冷却材流量の低下、原子炉圧力制御機構の故障による原子炉圧力低下などが考えられる。

このような検討を行い、物理障壁の健全性の観点から考慮すべきプラントの異常状態をリストアップする。リストアップされたプラントの状態（事故シナリオ）は多数あると考え

られる。これらの事故シナリオにおけるプラントの挙動をすべて解析することは現実的ではないことから、類似の事故シナリオをグループ化し、また、解析の条件を安全側に設定することで、複数の事故シナリオを包絡できる代表的な事故シナリオを設定する。そして、その代表的な事故シナリオについてプラントの安全解析を実施することで物理障壁の健全性を評価する。解析条件を安全側に設定するために、例えば、測定誤差を考慮して原子炉出力を定格出力より高めに設定する、冷却材流量を少なめに設定する、計算誤差を見込んで制御棒価値を小さめに設定する、反応度係数を正側に設定する、などの条件設定が行われる。

【コラム】 ソースタームとインベントリ

原子力安全の目的は、人と環境に対する放射線の有害な影響を防止することであり、これは、炉心の放射性物質の環境中への放出を防ぐことで達成出来る。炉心の放射性物質は安全評価においてソースタームと呼ばれており、安全評価を実施する際に、その量、種類、物理的・化学的形態が重要となる。特に、放射性物質の種類と量は（放射性物質の）インベントリと呼ばれており、燃焼計算によって評価される。

【発展的内容】 PWR と BWR における決定論的安全評価の事故シナリオ

現在の軽水炉の安全評価においては、以下の過渡・事故シナリオが選定されており、これらに対してプラントの挙動の解析を実施し、物理障壁の健全性および周辺公衆に対する被ばく線量が評価されている。

なお、「運転時の異常な過渡変化」は、ある原子炉の寿命期間中に発生が予想しうる機器の故障、誤動作、運転員の誤操作、外乱によって生じる原子力プラントの異常状態である。一方、「事故」は、「運転時の異常な過渡変化」より発生する頻度は低い、より大きな影響をもたらしうる異常状態であり、原子炉の安全性（つまり、原子力安全の目的）を確認する観点から解析が必要なものが選ばれている。

なお、「運転時の異常な過渡変化」や「事故」を超える「重大事故」については、確率論的リスク評価の結果に基づき、炉心損傷や格納容器機能喪失確率に対して寄与のある事故シナリオが選ばれる。

【PWR】

（運転時の異常な過渡変化）

1. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - (2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
 - (3) 制御棒の落下および不整合
 - (4) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
2. 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化
 - (1) 原子炉冷却材流量の部分喪失

- (2) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
 - (3) 外部電源喪失
 - (4) 主給水流量喪失
 - (5) 蒸気負荷の異常な増加
 - (6) 二次冷却系の異常な減圧
 - (7) 蒸気発生器への過剰給水
3. 原子炉冷却材圧力または原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - (1) 負荷の喪失
 - (2) 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - (3) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(事故)

1. 原子炉冷却材の喪失または炉心冷却状態の著しい変化
 - (1) 原子炉冷却材喪失 (Loss Of Coolant Accident: LOCA)
 - (2) 原子炉冷却材流量の喪失
 - (3) 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - (4) 主給水管破断
 - (5) 主蒸気管破断
2. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - (1) 制御棒飛び出し
3. 環境への放射性物質の異常な放出
 - (1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - (2) 蒸気発生器伝熱管破損
 - (3) 燃料集合体の落下
 - (4) 原子炉冷却材喪失
 - (5) 制御棒飛び出し
4. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
 - (1) 原子炉冷却材喪失
 - (2) 可燃性ガスの発生

【BWR】

(運転時の異常な過渡変化)

1. 炉心内の反応度または出力分布の異常な変化
 - (1) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
 - (2) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
2. 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化
 - (1) 原子炉冷却材流量の部分喪失

- (2) 外部電源喪失
- (3) 給水加熱喪失
- (4) 原子炉冷却材流量制御系の誤動作
- 3. 原子炉冷却材圧力または原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - (1) 負荷の喪失
 - (2) 主蒸気隔離弁の誤閉止
 - (3) 給水制御系の故障
 - (4) 原子炉圧力制御系の故障
 - (5) 給水流量の全喪失

(事故)

- 1. 原子炉冷却材の喪失または炉心冷却状態の著しい変化
 - (1) 原子炉冷却材喪失 (Loss Of Coolant Accident: LOCA)
 - (2) 原子炉冷却材流量の喪失
 - (3) ポンプの軸固着
- 2. 反応度の異常な投入または原子炉出力の急激な変化
 - (1) 制御棒落下
- 3. 環境への放射性物質の異常な放出
 - (1) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - (2) 主蒸気管破断
 - (3) 燃料集合体の落下
 - (4) 原子炉冷却材喪失
 - (5) 制御棒落下
- 4. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
 - (1) 原子炉冷却材喪失
 - (2) 可燃性ガスの発生
 - (3) 動荷重の発生

15.3.2 確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment: PRA)

決定論的安全性評価においては、複数の事故シナリオをグループ化し、代表的な事故シナリオを解析する。一方、実際のプラントでは多種多様な事故シナリオが存在する。確率論的リスク評価では、これらの事故シナリオを**イベントツリー (event tree)** という事故の進展を表す樹形図で網羅的に表し、炉心損傷などに至る確率を計算する。確率論的リスク評価を実施することで、プラントの安全上の脆弱性 (弱点) を評価することができる。

確率論的リスク評価には、以下の 3 つのレベルが存在する。

レベル 1 PRA: 炉心損傷に至る事故シナリオと**炉心損傷頻度 (Core Damage Frequency: CDF)**

を評価する。

レベル 2 PRA : 格納容器損傷に至る事故シナリオ、格納容器損傷頻度 (**Containment Failure Frequency: CFF**)、早期大規模放射性物質放出頻度 (**Large Early Release Frequency: LERF**)、放射性物質の放出割合・頻度を評価する。

レベル 3 PRA : 原子力プラントの事故に起因した放射性物質による周辺公衆に対する放射線リスクを評価する。

現在、レベル 1 PRA については実用化が進んでいるが、レベル 2 PRA、レベル 3 PRA については、評価手法の整備が進められている状態である。

【コラム】 イベントツリーを用いた絶起（絶望の起床）の確率評価

イベントツリーを用いると、下図の様に評価することが出来る。なお、目覚ましの不動作は、セットし忘れ、アラームの時間の設定ミス、目覚ましの故障などが考えられる。また、人によっては、目覚ましが鳴ってもある確率で起床に失敗する場合もあるため、この確率も考慮する。

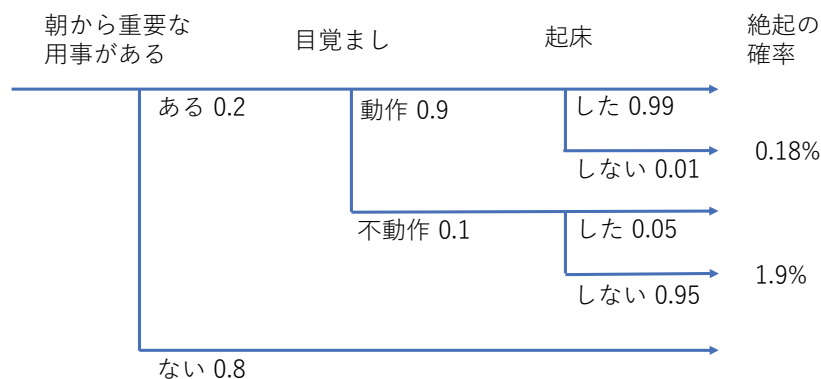
「絶起」を引き起こす「事故シナリオ」とその確率は、以下のようになる。

シナリオ 1 : 朝から重要な用事がある→目覚まし動作→起床できず
 $(0.2 \times 0.9 \times 0.01 = 0.0018)$

シナリオ 2 : 朝から重要な用事がある→目覚まし不動作→起床できず
 $(0.2 \times 0.1 \times 0.95 = 0.019)$

この分析からは、シナリオ 2 の寄与が大きいことが分かるため、目覚まし動作する確率を上げる（例：アラームのセットを指差呼称して確認する）、目覚ましを二重にする、などの対応が効果的であると推定できる。例えば、目覚ましを二重にすると、絶起の確率をおおむね 1/10 に低減することが出来る。

原子力プラントにおいても、ずっと複雑であるが同様の解析が行われ、安全性を向上させるための分析に用いられている。



15.4 安全評価と原子炉の物理

【この節のポイント】

- ・ 原子力プラントの安全評価においては、炉心を含めてプラント全体の振る舞いが評価される。
- ・ 熱流束、温度、圧力など、物理障壁の健全性と密接に関連するパラメータが評価され、これらが制限値以下であることを確認することで、異常時における物理障壁の健全性とプラントの安全性が担保される。
- ・ 安全評価を実施する際には、炉心の挙動を解析するために出力ピーキング係数、反応度係数などの炉心特性パラメータが使用される。サイクルごとの燃料配置を設計するにあたっては、これらの炉心特性パラメータが安全評価で用いた値より安全側（保守的）であることを確認する。
- ・ 炉心の振る舞いとプラント全体の振る舞いは密接に関係しており、相互に影響を及ぼす。

15.3 節で説明した決定論的安全評価においては、代表的な事故シナリオに対してプラント全体の挙動を評価する。この解析は、原子炉の物理で直接対象とする炉心のみならず、冷却系を含むプラント全体を模擬するプラント解析コードを用いて行われる。プラント解析コードでは、以下のように物理障壁の健全性にかかわるパラメータが評価される。

（被覆管）

被覆管最高温度

燃料中心温度

燃料棒最大線出力密度

燃料棒内圧

被覆管表面最大熱流束

（一次冷却材系バウンダリ・原子炉容器）

一次冷却材最大圧力

原子炉一次系圧力バウンダリに対する機械的エネルギー付加

（格納容器）

格納容器最大内圧

【コラム】 圧力バウンダリ

プラントの安全解析では、「圧力バウンダリ」という言葉が出てくる。これは、炉心を通っている一次冷却材の圧力がかかっている「境界」（すなわち、boundary、バウンダリ）である。一般的に原子炉容器と一次冷却材系の配管・機器を含むものとなる。事故時には、一次冷却材系の圧力バウンダリが放射性物質を閉じ込めるための物理障壁となる。

種々の事故シナリオに対して、これらの値が物理障壁の健全性（あるいは、炉心の冷却性）

を確保できる制限値以下であることを確認することで、原子力安全の目的が達成されることを確認する。

【発展的内容】 決定論的安全評価における判断基準

現在の規制基準においては、原子炉の異常状態は、以下の三種類に区分されている。

運転時の異常な過渡変化

事故（設計基準事故）

重大事故

それぞれに対する判断基準を以下に示す。

（運転時の異常な過渡変化）

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりを通過する熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.1 倍以下となること。

これらの制限は、いずれも物理障壁である燃料被覆管及び原子炉容器(冷却材配管含む)が破損しない条件として設定されている。つまり、設計思想として、プラントの寿命中に発生が想定される異常状態に対しては、物理障壁が破損しないことを求めている。

（設計基準事故）

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍以下となること。

ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。

ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

これらの制限は、燃料が熔融するなどして大幅に損傷し、継続的な冷却が出来なくなる状態(炉心損傷)を防ぐこと、さらに物理障壁の原子炉容器(冷却材配管含む)と格納容器が健全であり、環境中への放射性物質の放出量が健康被害を発生するレベルではないこと、を求めている。

(重大事故：炉心損傷防止)

ア 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量については、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。

(a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200°C 以下であること。

(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下であること。

イ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下回ること。

ウ 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。

エ 格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度又は限界温度を下回ること。

ただし、イ、ウ及びエについては、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

この判断基準は、設計基準事故に対するものと類似しているが、「設計で想定していた事故シナリオ」を超える事態になっても炉心損傷に至るまでには余裕があり、その余裕の中で炉心損傷に至ることを防止するために設定されている。

(重大事故：格納容器破損防止)

ア 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力を下回ること

イ 格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度又は限界温度を下回ること

ウ 放射性物質の総放出量は、放出量の性能要求値を超えないこと

エ 原子炉圧力容器破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0 MPa 以下に低減されていること

オ 急速な炉外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと

カ 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること

キ 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、アの要件を満足すること

ク 格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり格納容器バウンダリと直接接触しないこと

ケ 溶融炉心による侵食によって、格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと

ただし、ア及びイについては、限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

重大事故において、格納容器は放射性物質閉じ込めの最後の物理障壁となる。この判断基準は、格納容器が破損することを防ぐための判断基準となっている。

プラント解析コードでは、炉心は一点炉近似など簡易的に扱われるが、減速材温度係数、ボイド係数、ドップラー係数などの反応度係数、炉心内の出力分布(出力ピーキング係数)、

制御棒価値、スクラム反応度、投入反応度、即発中性子寿命、遅発中性子割合などの炉心特性パラメータが考慮される。

一般的に、安全評価では、上記の炉心特性パラメータの代表的な値を用いてプラントの安全解析が実施される。

一方、原子炉の炉心特性は、装荷する燃料の種類、新燃料体数の割合、可燃性毒物の量、平均燃焼度、MOX燃料の装荷割合、燃料配置などに大きく依存する。つまり、安全解析で使われている炉心特性パラメータの多くは、サイクルごとに変動することとなる。この炉心特性パラメータの変動を安全解析で直接考慮するためには、サイクルごとの炉心設計（燃料配置の設計）において、すべての事故シナリオに対して安全解析を実施する必要がある。しかしながら、このような解析は長時間を要するため、毎サイクル実施することは現実的ではない。

そこで、毎サイクルの炉心設計においては、炉心特性パラメータが安全解析で用いた代表値より安全側（保守的）な値であることを確認することで、設計している炉心が安全解析における前提条件の範囲内であることを評価し、プラントの異常状態における物理障壁の健全性を確認するという考え方を採っている。この考え方により、様々な事故シナリオに対する安全解析を毎サイクル実施しなくても安全を担保することができる。

以上のことをまとめると、原子炉の物理で取り扱う炉心特性解析と、原子力安全の目的は、以下の関係にある。

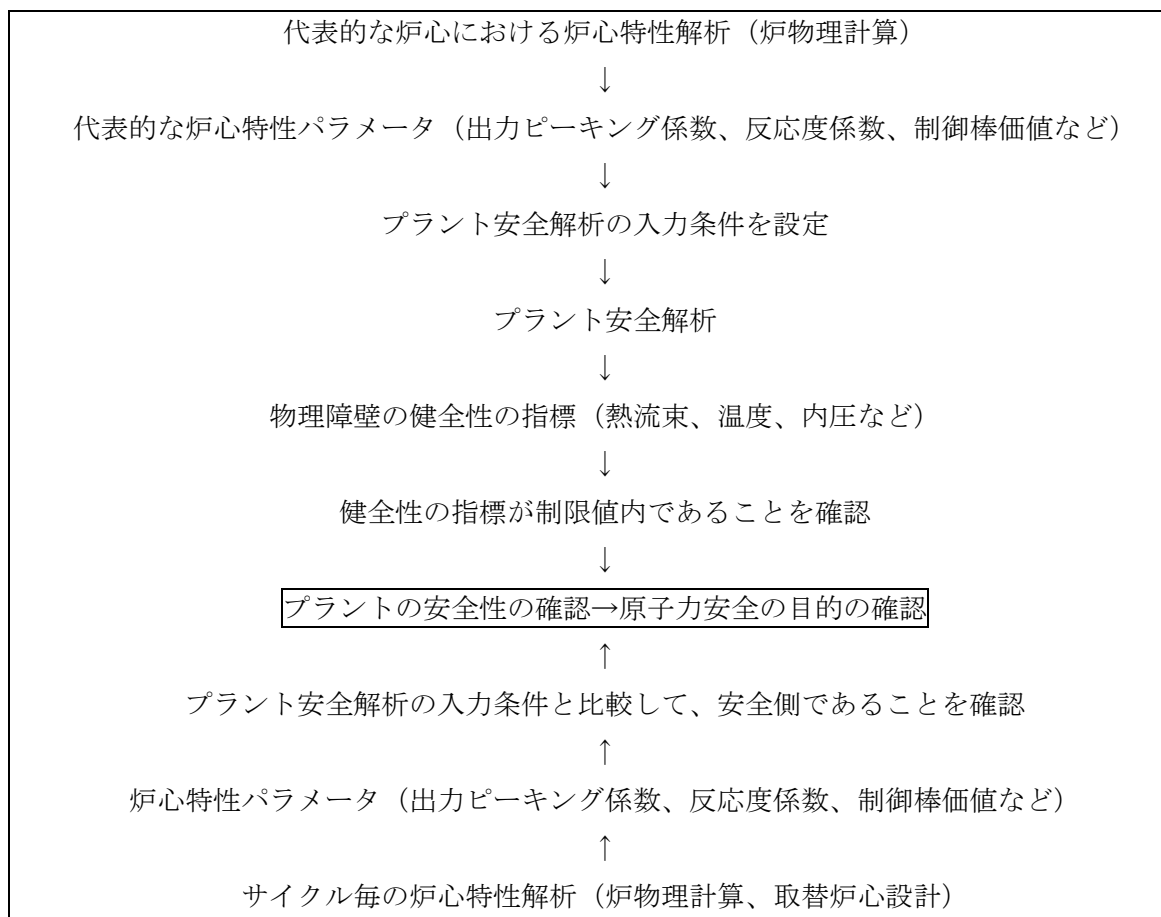


図 15-3 炉心特性解析と原子力安全の目的の関係

炉心特性パラメータは、原子炉の温度や圧力に依存する。そして、温度や圧力は、プラント全体の状態に依存する。従って、炉心特性パラメータは、プラント全体の挙動に影響を与えると同時に、プラント全体の挙動からも影響を受け、相互に依存する（フィードバックがある）関係となっている。炉心解析は、プラント全体の振る舞いとは切り離された形で実施されるが、実際のプラントでは、炉心の振る舞いとプラント全体の振る舞いは密接に関係していることを常に念頭に置いておく必要がある。すなわち、炉心という独立した部分の解析を実施するのではなく、原子力プラントのコンポーネントの一つである炉心の特性解析を実施しているということに留意することが重要である。