

I. 軽水炉の構造とその特徴 (PWRを中心に)

原発は炉心部における核分裂を電気に変えるためのものであるが、発電と同時に炉心部には莫大の放射能を蓄積しており超危険物である。
軽水型原発には、PWRとBWRの二つのタイプがある。その構造は主に発電のためのものと、放射能が環境に放出されるのを防ぐための安全防護設備とから成っている。

I-1. PWRの構造 (主に発電のための)

(1) 構成

発電に必要なPWRの基本的な構成を図1に示す。

炉心は原発の中心で核反応により熱を発生し、これに大量の放射能が蓄積する。炉心で発生した熱は、高圧で循環する高温、高圧の一次冷却水によって、S.G.に運ばれ、そこで二次冷却水を蒸気に変えることにより、二次冷却水に伝えられる。S.G.で発生した約60気圧の高圧の蒸気は、真空中に近い状態に保たれる復水器に向って高圧で流れる。これによってタービンをまわし、復水器内で復水器の水に熱を伝える。炉心部における発電のうちの約1/3であり、残りの2/3の大部分は復水器内で蒸気を水に戻すのに費やされ、温排水として放出される。

(2) 炉心

燃料棒の構造と寸法

燃料棒集合体の構造

燃料棒と制御棒

発電炉心寸法、出力密度、 $3.66m \times 3.37m$ (3,423 MW), 105 kW/L

炉心と圧力容器

(3) 原子炉の出力制御

- 原子炉出力の制御は一次冷却水の温度変化に基づいた制御棒の位置の調整により行われる。発電出力の制御は蒸気調整弁によるタービンへの蒸気流量の変動により行われる。この変動は直ちに一次冷却材の温度に反映されるからである。
- 一次冷却水中のボウ素濃度も反応度制御に併用される。しかしボウ素濃度を急遽に変えることはできないので、燃料の燃焼、高温停止と低温停止への移行等、大きくかつゆるやかな反応度変化を制御する。
- BWRでは、出力制御は再循環流量の増減により行い、制御棒はその他の反応度制御に用いる。

- 制御棒の安全に重要な機能
異常時における原子炉緊急停止 : スクラム、緊急ボロン注入
A T W S. (Anticipated Transient Without Scram)

予定外の制御棒引抜きの阻止 : レターロック

原子炉安全保護系 25の信号により自動的に作動。作動の失敗は炉心
溶融と大事故

(4) 原子炉冷却系

炉心で発生した大量の熱は、タービン復水器へ向う巨大の熱の流束により
熱バランスを保っている。

原子炉側の一次系、S.G、タービン復水器側の二次系

- 一次系 : 一次冷却水は約 285°C で炉心に入り、 320°C に上昇して出てく。
S.G 細管内側を通過中に外側の二次冷却水と熱を交換し 285°C に下りて、
循環ポンプにより再び炉心に戻り循環を繰り返す。一次冷却水は
1つとして沸騰を起さず約 150 気圧に加圧されている (この圧力
では約 350°C で沸騰する)。

- 一次冷却水の制御
化学体積制御装置 : 水質管理を行うための抽出と投入
・ 酸素濃度、水素添加、放射能除去、他の水質の維持。
加圧器 : 圧力の保持、一次冷却水量の監視

- 崩壊熱除去系 : 停止時冷却系

- 安全注入系 : 一次冷却材喪失事故時等に原子炉にボウ酸水を注入し、
(ECCS) 炉心の過熱を確保し目的。工学的安全施設の一つ

- 一次冷却材圧力バウンダリー

- 二次系
蒸気の発生と蒸気。蒸気流量の調整と発電出力制御
二次冷却水の循環
主給水系
補助給水系 : 原子炉停止直後

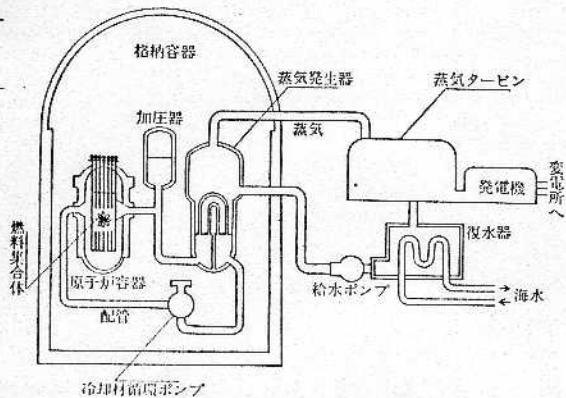


図1 PWRの主な構成

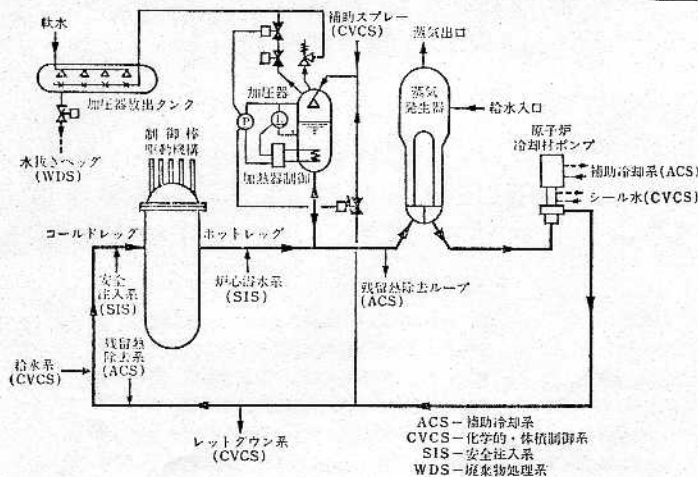


図2. PWRの一次系

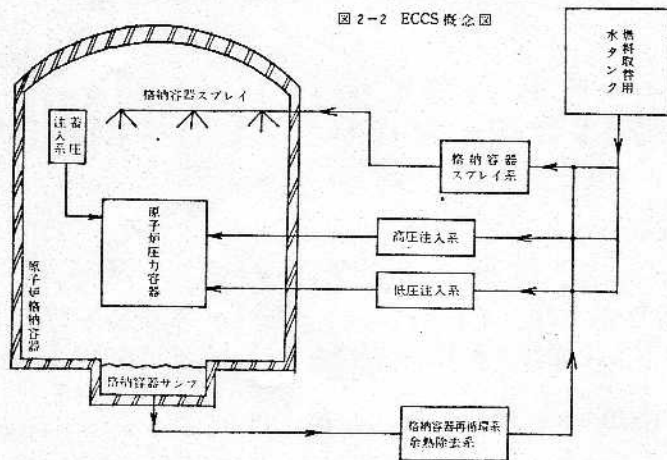


図3. 工学的安全施設の概概念図

I-2. 原子炉安全確保の方法、設備

1) 超危険物としての原子

炉心は蓄積された莫大の放射能

莫大の放射能が、また不安定な状態（環境に敏感）で存在している。

放射能自身にも発熱（崩壊熱）

原子の厳しい工学的諸条件（事故を起こし易い）

炉心；エネルギーの出力、高い出力密度、弱質を持つ被覆管；冷却確保の緊急性

失われ易い冷却材；高温、高圧の冷却材を同じく必要とする

損傷を容易にシステム—腐食環境下（放射線、化学的腐食）

応力、高温、高圧等つらなる複雑なシステム、

点検、補修の困難な作業環境

2) 安全確保の方法、設備

- 超危険物を内蔵する原子炉は、発電に必要なものといえども安全性に對する配慮が必要である。安全設計審査指針は「安全上重要な構造物、系統および材料」に對して要求される設計上の性能を指定している。

(1) 「安全上重要な構造物、系統および機器」

「安全上重要な構造物、系統および機器」には、原子炉冷却材圧力バウンダリ、非常用炉心冷却系、格納施設（格納容器バウンダリ、BWRでは原子炉建家およびPWRではアンニュラス部）、格納容器熱除去系、格納施設劣化空気浄化系、可燃性ガス濃度制御

系、安全保護系、原子炉停止系、反応度制御系、制御系および制御室換気空調設備、補助給水設備（PWRのみ）、残留熱除去系、外部電源系、非常用所内電源系、使用済燃料貯蔵設備、排気筒、炉心支持構造物、燃料集合体、高放射性の気体を内包する機器等ならびにその他上記設備の運転に必要な計測制御系、冷却水系等が含まれる。

なお、安全上重要な構造物、系統および機器は、その果たすべき機能について安全上の重要度に応じて各指針においてそれぞれ適切に考慮される必要がある。

- 加えて、安全確保のための独自の設備を有している。その主なものは原子炉安全保護系、工学的安全施設としての ECCS と原子炉格納施設である。

3) 原子炉安全保護系

- 安全保護系とは、各種のプラント計装により異常状態を検出し、原子炉スクラム、制御棒引き上げ（インターロック）、停炉等の安全保護動作を起こし、また必要の工学的安全施設の作動を開始させるよう設計された設備。
- 独立、重複して設けられる；単一故障にも保護機能を失わないよう2 out of 3 により信頼性を高める；計測系の故障が原子炉を停炉させるようなフェイルセーフの機能を保持して安全性の向上
フールプルーフ、フェイルセーフの災態、

- 。 プラント計装、原炉計装、ポリス計装
TMI事故に示されたプラント計装の問題点

11

- 。 原子炉スクラム一覧表

- 。 TMI事故KFB ECCS 作動信号の変更

ECCS作動信号：原子炉圧力低下 および加圧器水位低下の一致、主蒸気圧力低下
および格納容器内圧高。 → 原子炉圧力低下、加圧器水位低下、……

(4) 非常用炉心冷却装置 (ECCS)

- 。 ECCSの目的

一次冷却水を用いておこしている圧力容器や配管部等に破損が生じたり、あるいは一次系に多数設けられているバルブが故障により開いた事により、高温、高圧の一次冷却水はそこから猛烈に勢いで流出し、炉心部の冷却ができなくなる。このような事故は冷却材喪失事故 (LOCA) と呼ばれる。軽水炉では最も懸念される事故である。TMI事故は加圧器破損が原因となっており LOCA に発展した。このような状態を放置しておくと炉心の崩壊熱のため短時間のうちに溶融し大事故となる。

ECCSは想定される配管の破損に対する冷却材喪失事故に対して、緊急に炉心に冷却水を注入し、炉心冷却を確保し、炉心の崩壊、溶融を未然に防止する目的で設けられている。

- 。 ECCSの種類

PWRでは LOCA の態様に対応して次の三種の ECCS が設けられている。

高圧注入系	200気圧以下	} 小破断、 大破断
蓄圧注入系	40 "	
低圧注入系	30 "	

- 。 ECCSの問題点

ECCSの有効でない LOCA がある。

圧力容器破断、二次給水系の完全停止、低圧注入系配管の破断

ECCS有効性に対する疑問

ECCSの性能は実証されていない。疑問の対現行 ECCS 評価方法

TMI事故は LOCA に対して ECCS が有効に機能したことを実証している。

第 8.2-1 表 原子炉トリップ信号一覧表

トリップ信号の種類	検 出 器			トリップ 設 定 値	トリップに要する 動作検出器数
	型 式	数	設置場所		
中性子束高（線源領域および中間領域）	線源領域および中間領域中性子束検出器	各 2	原子炉容器 1次しゃへい内	※ 2	各 1
中性子束高 （出力領域）	出力領域中性子束 検 出 器	※ 1 2	原子炉容器 1次しゃへい内	※ 2	※ 1 2
安全注入 設備作動	圧力検出器	3	加圧器	※ 2	1 } 両信号の一致 1
	レベル検出器	3	加圧器		
	または圧力検出器	3/ライン	主蒸気管	※ 2	または 2/ライン
	または圧力検出器	3	格納容器内	※ 2	または 2
1次冷却材 可変温度高	1次冷却材温度 検 出 器 1次冷却材圧力 検 出 器 出力領域中性子束 検 出 器	4	1次冷却系 各回路 加圧器 原子炉容器 1次しゃへい内	※ 2 (可変)	2
原子炉圧力高	圧力検出器	3	加圧器	※ 2	2
原子炉圧力低	圧力検出器	4	加圧器	※ 2	2
加圧器水位高	レベル検出器	3	加圧器	※ 2	2
1次冷却材 流量喪失	流量検出器 または1次冷却材ポンプ電源補助リレー	3/回路 1/台	1次冷却系 各回路 6.6KVスイッチギヤ	※ 2 無電圧	2/回路 ※ 3 または1/台 ※ 3
タービン発電機 トリップ	圧力検出器	3	タービン 自動停止系	※ 2	2
蒸気発生器 蒸気給水流量差大	流量差検出器 およびレベル検出器	2/基 2/基	蒸気発生器	※ 2	1 } 両スイッチの一致 1
蒸気発生器 水位低	レベル検出器	3/基	蒸気発生器	※ 2	2/基
地 震	加 速 度 計	3	格納容器内	※ 2	2
手 動	押 ボ タ ン	2	中央制御盤		1

(注) ※1 8個の検出器から4チャンネルの信号系を作り、そのうちの2チャンネルの一致方式でトリップする。

※2 トリップ設定値は詳細設計で決定する。

※3 あらかじめ設定する出力以下で2回路、それ以上では1回路からの信号によってトリップする。

(5) 原子炉格納施設

- 原子炉施設の主要部分を耐圧構造の密閉容器中に収容し、事故時においても周辺への被ばくを防ぐことを目的としている。
格納容器と貫通する配管には隔離弁を設け、事故時の隔離を確保する。

漏えい率 $0.1\% / \text{day}$ 以下 (2.45 kg/cm^2)

- TMI事故に示された格納容器の欠陥

隔離弁上の欠陥：化学体積制御系を經由した放射能の漏えい

水素爆発：格納容器の耐圧、想定外のことであった。

格納容器内の材料の使用条件に因りも想定外

II

原発の工学的な方法による安全確保の1つは、

莫大の量の放射能がこもり、不安定な状態(環境に放出しやすい)で蓄積されている超危険としての原発。

この超危険物を相違する論理は、原発が工学的な方法によりシステムとして、確実に放射能閉じ込めが実現されており、こもり、安全性の高さにもなっているという事。

しかし、その超危険物としての受けと無視に安全システムのみを強調し、安全システムに対する絶対的な信頼から原発は最も安全の装置であるという主張が行われている。

しかし、原発立地が必ず遠隔地であるとは、安全性に肉する相違論の本音を示している。TMI事故は原発の安全性に疑問を投げかけ、争点をもって来ている。以下に工学的な方法による安全確保の実態を調べる。

Defense in Depth

II-1. 安全確保の方法

(1) 多重障壁と深層防護

原発における安全確保の基は施設から放出される放射能の抑制。そのための基本的な考え方として云われている事。

○ 原発からの放射性物質の漏出を防止するために多重の障壁が設けられている。

第1の障壁	ペレット
第2の障壁	燃料棒被覆管
第3の障壁	原子炉一次系圧力バウンダリー
第4の障壁	原子炉格納容器

○ しかし、これらの障壁が材料の故障、誤動作、誤操作、および地震などの自然現象など、不測の事態によりその機能を失ってしまうように仕組まれている。このため原子炉施設はその信頼性を確保するために3つのレベルの安全性を考慮し、深層防護の考え方に基きつつ作られている。

第1レベルの安全性：原子炉施設を高い信頼性を保ち、予定通り運転できるように設計、建設、運転すること。故障を防止する。構造、材質、品質保証、検査、試験、教育訓練。

第2レベルの安全性：材料の故障、誤操作により事故が起っても、事故を抑制、制御すること。各種の安全設備を設ける。各種の安全施設

第三のレベルの安全性、第一のレベルおよび第二のレベルの安全性を実施することにより、重大な事故が起るとは考えられず、ほとんど起り得ない事態が発生しても安全が確保されることを確認する。
 想定事故の評価を行い、安全性の確認を行う。
 想定事故の問題

想定事故評価

原子力工業 1979 4月号 村主 健

1. まえがき——新運転を始めるにあたって

原子力発電所における安全性確保の基本は施設からの放射性物質の放出を抑制して、周辺の住民および発電所従業員の健康と安全を確保することである。

このため原子力発電所からの放射性物質の漏出を防止するために「多重の障壁」を設けている。すなわち第1の障壁は燃料の二酸化ウラン・ペレットであり、第2の障壁は燃料被覆管であり、第3の障壁は原子炉圧力容器などの原子炉一次系で構成する閉じた冷却材回路であり、第4の障壁は原子炉格納容器である。

しかし、これらの障壁が機器の故障、誤動作、誤操作および地震などの自然現象などの不測の事態によりその機能を失なわないようにしなければならない。このため、原子炉施設は「深層防護」の考え方に基づいて設計されており、「深層防護」を実行するために三つのレベルの安全性が考えられている。すなわち、

(1) 第一のレベルの安全性

第一のレベルとは、原子炉施設を高い信頼性を保ちつつ予定どおり運転ができるように設計、建設、運転することである。

設計の段階では各部品および構成要素の品質を十分吟味し、信頼性の高い部品を使用すると共に余裕度のある設計を行ない、試験性、点検性のよい原子炉施設にしている。建設の段階では、設計どおり工事が施工されているかどうかをチェックするため「品質保証」を実施している。また建設後期の試運転において、綿密な試験項目にしたがって完成したプラント機器と系統の機能の検証を確実にこなしている。運転の段階では、運転操作手順書にしたがった正しい運転を行なうとともに、原子炉施設を最良の状態に保つよう定期的な検査と定常的な保守

管理が行なわれている。また運転員の技術能力の確認と運転員の教育訓練も確実に実施されている。

(2) 第二のレベルの安全性

設計、建設、運転に際して十分な注意を払った場合にも、誤操作や機器の故障、誤動作は起ると考えることは必要である。このような誤操作、誤動作または故障が生じて公衆と運転員を保護し、プラントの損害を最小限に食い止めることが第二のレベルの安全性である。

すなわち、事故の防止または制御のために安全系が設けられている。安全系は独立・多量な系統よりなり、信頼性の高いシステムで構成され、信頼性の高い機器部品を使用している。さらに必要ときには確実に動作する保証を得るために、定期的な点検、試験ができるようになっている。また原子炉停止に関連する安全系は、電源の喪失のような悪条件が生じたばあいには、原子炉を安全に停止させることができるようになっている。

(3) 第三のレベルの安全性

第一のレベルおよび第二のレベルの安全思想を実施することにより、公衆の健康と安全に支障をきたすような事故はまず起るとは考えられない。例えば、供用期間中検査を行なって冷却材圧力バウンダリの亀裂の発生を監視したり、常時冷却材の漏洩検出を行なって貫通亀裂を早期に発見して原子炉を停止することにより、冷却材圧力バウンダリの大口径の配管の破断が生じ、冷却材が喪失して燃料が露出するような事態は到底考えられない。また、原子炉制御系および安全系の設置により、大きな反応度が投入されるような事態も到底考えられない。

しかしながら原子炉施設の場合は、さらに第三のレベルの安全性として、ほとんど起り得ない事態が発生しても公衆が保護されるように対策をたてている。すなわち、その効果が期待される設備が故障を生じた想定した場合に考えられる想定事故を解析してその影響を検討

* 日本原子力研究所 東海研究所副所長

し、設計基準評価に用いる。このように想定事故の影響を評価して、公衆の健康と安全を守るための機器を必要に応じて設計の中に組込むことになる。このような目的に用いる事故を「設計基準事故」と呼ぶ。

② 安全確保の制度の裏付けとその実態

- ・ 前述の安全確保の基本的考え方は各種の審査指針の中にもつとめ、制度的に裏付けられている。

第1のレベルの安全性は「安全設計審査指針」の中にもつとめられている。

第2のレベルの安全性は、その設備の性能に關しては「安全設計審査指針」の中にもつとめ、その設備の妥当性は「安全評価指針」により確認されることになっている。

第3のレベルの安全性は「安全評価指針」に基づいて「土地審査指針」に適合していることを確認することにより保たされる。

・ 安全設計審査指針の内容と実態

項目 : 原子炉施設全般、原子炉おおい計測制御系、原子炉反応度制御系、炉内安全保護系、原子炉冷却系、格納容器、燃料取扱い、廃棄物処理系、

抽象的内容

Ⅳ 原子炉施設全般

指針1 準拠規格および基準

安全上重要な構築物、系統および機器の設計、材料の選定、製作および検査については、安全上適切と認められる規格および基準によるものであること。

指針1 → 現行の工業レベルに規定される。

実際はどうかというと、設計不良、施工不良、人間の間違い、
原子力工業 88.7月、品質保証関係通産電力、X-1の責任者の謝辞 からの引用。

いま品質管理面でもばらばらしいと思いますのは、いままで起きているトラブルのなかのメーカーの責任に起因する約80%のうちで、設計不良というのが50%を占めているわけですね。だからその設計不良はどういう点にあるか、これまた細かい点を詰めないといけません。私の経験では、たとえばいままで作っていたものよりも、さらに大きなキャパシティのものを作るといふようなときに、デザインのベースになるいろいろな設計の数字が、いままでの延長線上にいけないと思っていたところがそうではなく、いままで潜在化していたものが、容量をふやしたりしたときに突如として顕在化してくるという非常に厄介な現象のために問題が生じる場合が多いのです。通産省なんかでやられている実証試験は、やっぱりその意味で非常に意味のあることだと思います。そういう実証試験をして大丈夫だというのは、同じものをいくら作って大丈夫なわけですね。

豊田 やはりメーカーとしては下請けを使わないというわけにはいかないと思いますので、使われる場合に、その下請けの品質管理体制をよくチェックしていただく。それからもうひとつは、下請けはなにも原子力の製品だけ作るんじゃないで、並行的に他の一般的なコンベンショナルな製品を作っていますから、つい一般のものと同じような取扱いでやられると、そこでトラブルの原因になる。そのへんはやはり注意を喚起しなければいけない。それから現場の開付け段階で、メーカーは、かなり下請けを使っておられる。これが技術的なレベルが低いとか、管理体制が悪いとかで、いわゆる施工不良というのが出ているわけです。

これはいばちが多いのはフランチだとか、ボルトだとかの締め付け不良とかですがね、そういう施工不良がかなりのパーセンテージを占めています。これをどういうふう

のへんをどうバランスをとって、効率のいい品質管理をやるかという点が、今後の問題になると思います。そのなかで人間がいちばん大きな問題のように思います。児玉さんがおっしゃったように、人間をどう評価して、その鍛錬とか開発とかいうものを、どういう具合にこなすかが、キーポイントになるんじゃないかと思うんです。

単一故障の仮定、多重性により機能の保証

指針 8 系統の単一故障

安全上重要な系統は、非常用所内電源系のみの運転下または外部電源系のみの運転下で、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を失うことのない設計であること。

このように単一故障を想定するが、内容は、

それ以外、フルフルーフの実際、安全保護系の一部の機能のみ

指針 31 安全保護系の故障時の機能

安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断およびその他の不利な状況になっても、最終的に安全な状態に落ちるような設計であること。

指針 27 安全保護系の過渡時の機能

- 1 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。
- 2 安全保護系は、過渡的な制御棒の引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。

II-2. 頻発する原発故障

原発といえども故障は多々ある。一般の工業レベルに想定されるものである。前述の「其の故障も抽象化されて議論すべき」とは明らか。当然の帰結として現実の原発は頻発する故障に悩まされ、経済性と安全性が両方とも悪化している。

(1) 原発の故障データ

アメリカにおける故障データからみれば、原発には非常に多くの故障が発生しており、しかも故障の約半数は安全上重要なシステムで起きている。

(2) 日本では隠れている原発故障

隠れているという内容

原子力工業 26巻 No7

トラブルの発生と再発防止について

「ボーリッ トラブルがいろいろ発生しているわけで、これをどうやら再発防止を図る必要がある。…… Xカー同様に、他のXカーのものもあつたのかなど。…… そのへんも問題があると思う。」 データの蓄積により「データバンクを整備すればいい。各々のXカーをとりかえたい」といふことからは、第三者的にそれと評価される点にあらわれている。

(3) 故障の重大化 (安全性に対する)

最近話題に上ったものを例、BWRの底腐食、PWRの制御棒室内管支持ピン折損、

(美濃1号の燃料棒折損、S.5.5細管破損)

運転中に知らずに進行する。発見は事後、偶然というケースも多い。ゆえに、正常な機能を失い大事故に至る可能性があるのである。

原子力発電所における故障データ

「原子力発電所は余裕をもって設計され、優れた品質の部品が使われるので、システムとして非常に信頼性の高いものとなっている」という宣伝がよくされる。ところが、原子力発電所には実に多くの異常事象（故障）が発生している。原子力発電所の複雑さと工学的条件の厳しさ（高温、高圧、高放射能等）とが技術レベルを上回っているのである。

米国では原子力発電所において発生した故障は、一応米原子力規制委員会（NRC）に報告されることになっている。また、これらの報告書は直ちに公開されることが義務付けられている。「故障データはすでに十年以上にわたって蓄積され、詳しく分類も行なわれている。一九七六年の一年間にNRCに報告された原子炉の故障に関する分類結果に基づいて原発の故障の実態をみてみよう。

第一表は稼働中の軽水炉（五二基）の故障件数を炉型別に示したものである。故障がどのような機器において発生しているかその主なものを第二表に、また、安全上重要なシステムに関係する故障件数をその主な原因とともにまとめたものを第三表にそれぞれ示す。これらの表からわかるように、炉型によらず非常に多くの故障が発生している。バルブおよびポンプの故障あるいはパイプの破損が特に多いのであるが、これら故障の約半数が安全上重要なシステムで起こっている。

このように重要なシステムで多数発生している故障は、その機能を部分的に、ある場合には決定的に損うことによって、原子力発電所の安全性を日常的におよびやすものとなっている。よくいわれる「多重性」は余裕ではなく、多

発の故障の実態に関しては、未だに満足な故障データが存在しない。その結果、何とも奇妙な嘆かわしい状況が出現している。たとえば、安全審査会の委員をはじめとして、すべての電力会社と原子炉プラントメーカーを含めた日本における原発推進の当事者によって構成される「軽水炉安全性小委員会」が、日本の原発における故障を減少させ、その信頼性を高めるためと称して原発の異常事象に関する調査、検討をこの六年来行なってきた。ところが、この小委員会が調査、検討の対象としてきたのは米国の原発であり、利用されてきた資料もNRCのものである。自分

第1表 稼働中の米軽水炉の故障件数			
炉型	外数	故障件数	一基当り故障件数
加圧水型炉(PWR)	30	1,035	34.5
沸騰水型炉(BWR)	22	1,157	52
全軽水炉*	52	2,193	42

第2表 故障の多発する主な機器	
機 器	故障件数
ポンプ	575
バルブ	229
インジェクタ	185
ボイラ	141
非常用ディーゼル発電機	71

第3表 安全上重要なシステムとそれと関係する故障件数		
システム	故障件数	主 な 因
原子炉冷却系（一次、二次を含む）	337	バルブ、ポンプの故障 配管、電力機器の故障 （蒸気発生器、凝縮器の故障）
ECCS	252	バルブ、ポンプの故障
燃料棒制御系統	222	バルブの故障
原子炉保護系統	194	圧力、水位、温度、流量等の設定点の移動
非常用電源	92	外部電源
非常用冷却系統	89	ディーゼル発電機の故障

くの場合それによってかろうじて救われているというものであり、共倒れ故障にあえばそれも一気に崩れてしまうのである。また、バルブ、パイプ、ポンプ等の機器の故障が「フェイルセーフ」に本質的になり得ないことも明らかである。スリーマイル島原発事故が数多くあるバルブの異常から起こったことに見られるように、故障データの面からいっても大事故の発生は必然だったのである。

隠される日本の原発故障
日本では科学技術庁等の政府関係機関に報告される原子炉施設の故障件数は極端に少なく（それすら公開されない）、七七年の一年間に報告されたその件数はたったの十四件であり、原発一基当り一件にすぎない。この数字は第一表に示される米原発の一基当り四二件と較べてみるで少ない。しかし、これは残念なことに日本における事故隠しの実態を示す以外の何物でもない。日本の原発が米国のものより優れているということは、動力用原子炉における経験の差からいって全く考えられないからである。日本では、周知のように事故を隠そうとする体質が、政府機関を含めた原発推進の当事者に特に強いことに加えて、原子炉規制法により軽微と「判断」される故障は報告しなくともよいことになっているので、故障の大部分は一企業の特典内で密かに処理され、それ以上表に現われることはほとんどない。

事故隠しを優先させる体質が災いして、日本における原

発が推進している日本の原発の故障については驚くべきことと同等の調査、検討も行なっていないのである。

このようなことが何を意味するか明らかである。

原発にはその安全性をおびやす数多くの重大な故障が発生しているにもかかわらず、日本の原発ではその故障に関する調査、検討が行われていないため、技術的開発が進まず、日本における原発の信頼性は低いレベルに止まらざるを得ない。一方、規制当局は日本の原発の故障の実態をほとんど把握できないため、その安全評価が満足に行なえず、本来原発の弱点をカバーするはずの規制の役割も全く期待できない。

日本における故障の具体例

日本においても過去の原発運転史上、いくつかの重要な機器の破損、事故が報告されている。だがその詳細は、一般には発表されず、厚いベールの向こう側に隠されたままである。この節ではそのような事故のいくつかを取り上げ、その重大性を述べる。

(1) 一次循環ポンプの異常振動

一九七八年八月十八日、高浜一原発の一次循環ポンプの振動が異常に大きくなったため、原子炉は停止され、未だに運転再開の目途も明らかでない。

この事故の重大性は、一次ポンプ破損により直ちに、一次冷却材喪失事故（LOCA）につながることにある。場合によっては、破損ポンプがミサイル

II-3 ECCS問題

- (1) 一次冷却材喪失事故 (LOCA) と非常用炉心冷却装置
- 一次系を構成する圧力容器や配管部の破損及び一次系に接続されているバルブの開いたままに陥ったりすると、LOCA が発生する。
LOCA に対して炉心冷却を確保する目的で設けられているのが ECCS。
 - ECCS の種類と機能 (PWR)
 高圧注入系 (= 系統) 小破断
 蓄圧注入系 (= 系統) } 大破断
 低圧注入系 ()

- ECCS に要求される性能
ECCS 基準 (被覆管に関する条件)

被覆管の性質 : $600^{\circ}\text{C} \sim 700^{\circ}\text{C}$ で 3.5% 破断する。
 1000°C を越えると Zr-水反応が激しくなる。

$$\text{Zr} + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{ZrO}_2 + 2\text{H}_2 + 1560 \text{ kcal} / \text{Zr mole}$$

三 基準

想定冷却材喪失事故の結果としては、燃料棒の大破損が防止さ

れていなければならないことは当然であるが、非常用炉心冷却系

等の機能と性能については、事故想定時の運転条件との関連にお

いて下記のことを保証されなければならない。

(1) 燃料被覆管温度の計算値の最高値は、摂氏二二〇度以下でなければならない。

(2) 燃料被覆管の全酸化量の計算値は、酸化前の燃料被覆管厚さの十五パーセント以下でなければならない。

(3) 炉心で、燃料被覆管が水と反応して発生する水素の量は、格納容器の健全性を確保するために十分に低くなければならない。

(4) 炉心形状の変化をも考慮して、長半減期核種の崩壊熱の除去が、長期間にわたって行われることが可能でなければならない。

(三) 解析に当たっての要求事項

軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針

(2) ECCSの役に立たないLOCA

ECCSの対象とはLOCA、配管部の1ヶ所の破断
安全設計審査指針、ECCS安全評価指針

- ・ 圧力容器の破損
- ・ 二次給水系の完全停止（補助給水系の故障）
TMI事故、ブラウンスフェー原発事故（15年、BWR）
- ・ 低圧注入系配管破断
- ・ 1ヶ所以上の配管の破断

伊方の主張にみる論争

想定不適当

(1)

原告らは、LOCAの原因となる一次冷却系圧力バウンダリの破断には、配管類の破断の他に、原子力圧力容器のき裂、割れ等の破損があり、圧力容器が破損すると原子炉内に熱心冷却水を保持することが不可能になるので、注入方式の現在のECCSは全く役に立たない。更に、ECCSを全く無効にする一次冷却材喪失事故は、圧力容器と連結している一次冷却系配管の破断によってもひき起こされる。すなわち、一次冷却系配管の破断によって噴出する大量の蒸気の衝撃で、圧力容器の破壊や回転が誘発されるという場合である。圧力容器が回転すれば、それに連結しているECCS配管も破損し、圧力容器の破損の場合と同様に、本件ECCSは全く無効となる。すなわち、本件原子炉にとっては、圧力容器の破損によって起こるLOCAに對する防護設備は何一つない旨主張する。なお、本件原子炉に設けられているECCSは圧力容器破損によって発生するLOCAに對しては効力がなく、本件原子炉には圧力容器破損によって起こるLOCAに對する防護設備がないことについては当事者間に争いがない。

しかし、前記のとおり本件原子炉において使用される圧力容器等は本件安全審査において安全性を維持される旨判断され、右判断が相当と認められることは前記のとおりである。したがって、原告らの右主張は理由がない。

(2)

原告らは、更に、本件ECCSの効果がなくLOCAとして、二次冷却系の故障によるものがある旨主張する。すなわち、一次系の熱除去は正常な時には蒸気発生器二次側の水の蒸発によって行われているが、しかし、主給水系と補助給水系からなる二次側給水系が故障し、給水が止まると、原子炉の停止が行われても、放射性物

質の崩壊熱による発熱があり、蒸気発生器

二次側の水は右発熱によって蒸発し、およそ三分で空になるので、蒸気発生器による一次系の冷却は行われなくなるため、一次系の温度は上昇し、一次系の圧力は高くなる。そして、一次系が過圧状態になると、加圧器にある蒸気遮し弁及び安全弁が作動して一次系の蒸気を放出することとなるが、蒸気遮し弁が開かれると、それは極小破断LOCAに相当して、一次冷却材は失われるに至る。この場合には、ECCSからの注入水が炉心で蒸発することによって炉心を冷却することになるが、しかし、原子炉内は蒸気のため高圧（一六〇気圧以上）であるため、炉心への注水は充填ポンプによってしかできない。しかし、充填ポンプによる注水量だけでは前記崩壊熱の除去には不十分であり、注入水も蒸発してしまいうために、炉心内温度は上昇し、蒸気発生器の二次側の水が空になってからおよそ三〇分から一時間以内に炉心は溶融する。右のように、二次給水系の故障によるLOCAに對しては、本件ECCSはたとえ作動しても炉心溶融を防ぐことはできないというものであり、前記甲第六一〇証、第二六四号証は右主張に添うものである。

しかし、前記乙第一号証の二及び弁論の全趣旨によれば、本件原子炉には、二次給水系の給水設備として、主給水ポンプ三台と電動の補助給水ポンプ二台及びタービン駆動の補助給水ポンプ一台とがそれぞれ設けられていること、そして、たとえ、右の主給水ポンプ三台のうち一台が故障したと

しても、他の二台によって運転を継続することができ、また、外部電源がすべて喪失して主給水ポンプのすべてが作動できなくなったとしても、それぞれの非常用ディーゼル発電機を電源とする補助給水ポンプ二台のうち一台あるいは蒸気発生器で発生した蒸気の一部を主蒸気管から抽気することによって駆動することができるといふこと、したがって、二次冷却水の給水が全く停止する可能性は考えられないことがいずれも認められる。したがって、前記原告らの主張に添う証拠は採用し難く、他に右認定を左右するに足る証拠はない。

(3) 実証されている ECCS の性能

実用化の先行する原子力開発の典型においては、その性能は実験的に実証されている。

ECCS の性能を調べる研究は実用化と同時期に始まった(安全研究の中心)

アメリカのセミスケール実験 71年に行われた PWR の実験 ECCS 論争の発端
日本のローサ II の実験
現在の小型炉の設計を用いた LOFT 炉の実験も実証実験といわれる

伊方原発断線にみる安全論争

ECCS の性能に疑問があることを最初に具体的に明らかにしたのは、アメリカで七〇年から七一年にかけて行われた一連のセミスケール実験の中の八〇〇番シリーズの実験であった。この実験は蓄圧注入系の性能をテストしたものであったが、蓄圧注入系からの注水は予期に反して炉心に入らず、破断にもなつて生ずる破断口へ向う一次冷却水の激しい流れと一緒になつて、直ちに破断口から放出されてしまうというものであった。

LOFT 実験では有効性を実証できない

LOFT 実験によつては原発の ECCS の有効性が実証されないことは、LOFT 実験の条件と TMI 事故に示された原発の事故時の状況を比較すれば明白である。

まず第一に、実際の事故時に LOFT 実験の場合のように「ECCS が設計通りに作動し」ということが期待できないということである。既に述べたように、ECCS の作動状況は運転員の操作に決定的に左右される。ECCS が設計通りに作動するためには、運転員が事故時の原子炉の状況を的確に把握できるということが不可欠である。ところが、原発の事故時に運転員は、LOCA の発生すら知ることができるとは限らないような手探り状態で、迅速な対応を要求される。TMI 事故はまさに前述の期待が空しいものであることを教えたのである。

ECCS を装置の面からみても、ECCS が設計通りに作動するとは限らない。TMI 事故では、三台の高圧注入ポンプのうち二台はスイッチ部の故障のためポンプのスタートがきわめて不安定であつたし、非常用電源が事故の初期の段階から作動不能の状態になつてた。七五年三月に起こつた米国ブラウンス・フェリー原発事故の場合のように、ケーブル火災のためバルブの制御ができなくなり、すべての ECCS

が長時間作動不能に陥つた例もある。日本における最近の例でも、高浜一号機の ECCS ポンプ軸の折損や大飯・二号で連続してみつかつた ECCS ポンプ回転翼のひび割れ等がある。ECCS の作動をおびやかす故障は非常に多いのである。

予期しないことが起こるのが事故であり、LOFT 実験の場合のように定められた経路を辿らないのが事故なのである。

第二の問題は LOFT 実験に用いられる装置と実際の原発との、装置としての相違である。LOFT 実験炉は規模が小さく、システムの簡略化がなされている。LOFT 炉は熱出力で TMI 原発の約六〇分の一であるが、そのような規模の縮小が、本質的に相似則の成立しない原子炉の事故現象についてなされていることは致命的である。重大な相違を必ずとと思われる例の一部を次に紹介する。

(4) 現行安全審査における ECCS 性能評価の問題点

ECCS 安全評価指針に基づいて行われる。
 71年のセシール実験において ECCS の欠陥が明らかになった以後、
 今後では審査会の独自の判断。

あてにはたいてい LOCA 計算、計算内容の端は伊勢新法の中?初めて明らかに
 玄海原発と伊方原発の温度計算
 破断管破裂による内面酸化の考慮

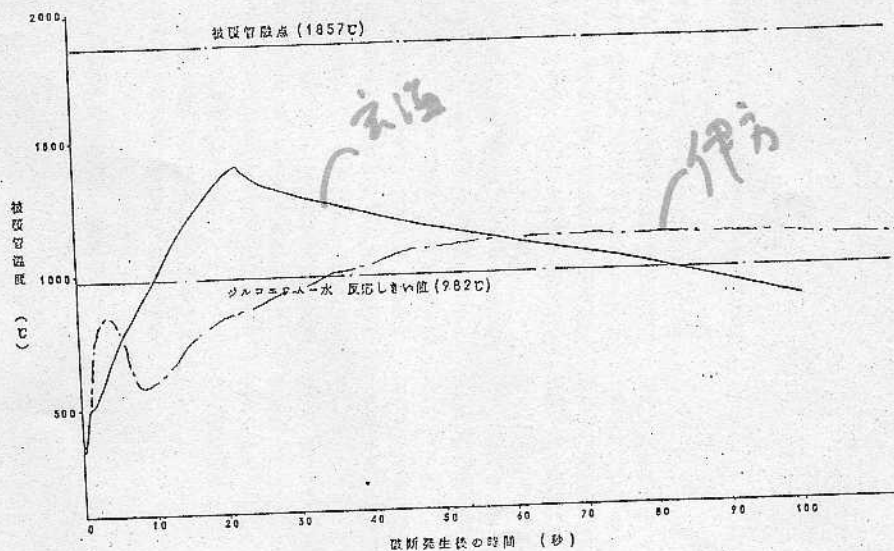


図 3.1-3 1次冷却材配管破断後の最大破断管温度変化

(5) TMI事故に示された ECCS の問題

ECCS が正常に作動したと見なされるか否か、ECCS 論争

ECCS 故障率の算定

ラスメット報告

TMI 以後

TMI 事故に示された ECCS の問題

事故が示した ECCS 神話の崩壊

TMI 事故において、ECCS が運転員によって絞られたということは、ECCS の性能がその装置固有のものとしてあるのではなく、何よりも事故時の原子炉の状況判断に基づいた運転員の操作に決定的に左右されるものであるということを示した。すなわち、ECCS が有効性を発揮するためには、装置としての性能ばかりでなく、ECCS の操作に必要な不可欠な一次系の保有水量、あるいは原子炉の炉内水位等の情報が、迅速かつ的確に運転員に与えられることが必要である。すでに述べたように、TMI 事故当時、ECCS の操作に最も重要な情報は加圧器水位と考えられていた。TMI 事

故において、ECCS が役に立たなかったことが、その流量を絞ったことにあったとしても、その絞るという操作は、事故時の原子炉の状況判断に基づいて当然かつ必然的なものとしてなされたのである。したがって、ECCS が役に立たなかったことが運転員の責任でないことは明白であり、それは推進体制を含めた原発の本質的欠陥のためなのである。

なお、TMI 事故をきっかけにして、事故時における加圧器水位の問題は広く認識されることとなり、原発の運転員にも「ECCS の停止等の操作を行なう場合、単に加圧器水位のみでなく、原子炉の圧力、温度、冷却能力等、プラント状態をも十分考慮すること」と多種の情報から判断することを求める指示が出されている。しかし、このような指示により、加圧器水位の問題の重大性を解消し、事故時に ECCS が役に立たないというような事態をなくすることはできない。原子炉の圧力や温度等が加圧器水位のかわりに原子炉内の水位を測ってくれるわけではなく、事故時に加圧器水位が低下にならない以上、運転員が ECCS の操作をするにあたって手探り状態にあることには変わりはない。多数の情報を吟味している時間的余裕のない事故時には、少数的確な情報こそが最も有効なのである。

結局、現行の ECCS には、装置以前の問題として原発のシステムの欠陥に基づいた重大な弱点があることを、TMI 事故は教えている。