

書 見 意

高知県士佐清水市久自R103

木村 俊雄 

木村俊雄 経歴

昭和39年 5月14日 秋田県生まれ

昭和55年 3月 福島県双葉郡双葉町 双葉中学 卒業

昭和55年 4月 1日 東電学園高等部 入学

昭和58年 3月 東電学園高等部 発電電科火力原子力コース 卒業

昭和58年 4月 1日 東京電力株式会社入社 福島第一原子力発電所 配属
机上研修を経て、3、4号機にて運転業務研修実施

昭和59年 3月 1日 新潟原子力建設所 発電準備業務 起動試験グループ 配属
1号機試運転業務、二・ホ項使用前検査及び各種社内試験を担当
(運転中プラントでの外部電源喪失試験、再循環ポンプ停止試験等を担当した)

昭和60年 9月18日 柏崎刈羽原子力発電所 技術部 技術課 燃料管理班 配属
1号機営業運転開始後、核燃料の管理業務(手配、検査、受入、使用、払出)を担当

平成 元年 9月 1日 福島第一原子力発電所 技術部 技術課 燃焼管理班 配属
原子炉の設計・管理業務(各炉心*の燃料取替計画策定、各炉心の安全性確認、各炉心燃焼状態の監視・最適化、プラント起動停止手順策定、プラント定常状態の各種評価、プラントヒートバランス評価、核計装校正、ジェットポンプ流量測定・校正、プロセス計算機管理、炉心性能評価用計算プログラム管理・改訂、MOX燃料導入に係る許認可変更、燃料設計変更に係る許認可変更、各種定期検査、プラント停止時安全評価、停止時崩壊熱評価、燃料取替作業時未臨界評価、燃料交換機システム改訂など)を担当

*炉心は、定期検査の都度(13か月に一度)、炉心の概ね四分の一の燃料を新しいものに交換し、残りの四分の三の燃料を従前の配置とは異なる位置に配置替えする。その都度炉心の安全性等の解析を行うため。

平成12年12月 1日 自己都合により退社

現在は、自給エネルギーチームを平成25年に発足させ、エネルギーも含めた個人レベルでの自給自足生活へのシフトを提案し、具体的導入のお手伝いを生業としている。

今回の福島原発事故について地震動の安全機能への影響について過渡現象記録装置データを基に評価し、事故調査の未説明事項の一例を紹介するとともに加圧水型軽水炉も含めた商業用原子炉再稼働の危険性について以下に述べる。

1 序

今回の福島原発事故を受け、四つの事故調査委員会（東電、政府、国会、民間）が発足した。再稼働のための新規制基準施行と各事故調査報告書が出そろった 2013 年 4 月以降から、私は、独自に事故調査を開始した。

東電の事故報告書と公開データを詳細に確認したところ、東電が全てのプラントデータを公開していないことに気付いた。特に気になったのは、炉心の中の水の流れを示すデータ、即ち、「炉心流量データ」に関連するデータが全く公開されていない点である。事故を起こした 1～3 号機（4 号機は停止中）に共通してのことで、過渡現象記録装置データのみならず、記録計（チャート）さえも公開されていなかった。私はこの点に非常に違和感を抱いた。

その理由は、炉心流量データは今回のような調査に必要不可欠なデータだからである。私は、東京電力の技術者として、福島第一原発において、燃料及び炉心設計管理業務に従事し、日常的に業務として過渡現象記録装置のデータ解析を行ってきた。炉心流量データのデータ解析の主な目的は、原子炉水位挙動の把握と燃料の健全性評価のためである。東電事故報告書では、地震発生直後の原子炉水位挙動に全くこの炉心流量データは使用されていない。また、原子炉自動停止時の燃料の健全性評価も実施されていない。

私はこのような状況では、自身の事故調査も進まないと考えた。また同時に、東電事故報告書で述べている「地震の発電所への影響」という評価内容についても全く合理性に欠ける内容であると判断した。

東電事故報告書によれば、「安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったものと考えられる。（東電

事故報告書本文 P.104)」とある。しかし、そのような重要な判断をするには、データ自体が不足しており、結論を導き出すための評価手法そのものに重大な欠陥があると断定した。

そこで、私は先ず不足しているデータの開示を求めるため、昨年 7 月 10 日東京で記者会見を開き、東電に公開質問状を提出した。紆余曲折あったが、結果 8 月になって東電は希望者にのみ過渡現象記録装置データを公開するという対応に変わり、「炉心流量データ」はようやく開示された。

2 地震発生直後の炉心流量データ推移とその意味

ア 過渡現象記録装置は、今回の場合は、地震発生による原子炉自動停止信号成立により、プラントの全計測データを 1/100 周期で収集し計算機内に保存していた（1 号機の場合で 10 分間）。新たに公開されたデータを使用し、事後解析を進めた結果、以下の描像が浮かび上った。

イ このデータによれば、地震発生 1 分 30 秒前後から、炉心流量がゼロになっていた（甲 146 号証 1225 頁図 2）。

そもそも、原子炉停止直後の残留熱と余熱は定格出力の 3～5%程度（運転状態により差異が生じる）である。1 号機の原子炉定格出力は 1380MW であるから 3%は 40000000W、2, 3 号機の原子炉定格出力は 2381MW あるから 3%は 70000000W に相当し、LED 電球 100 万個に相当するエネルギーが内在しているわけである。

冷却材は核燃料から熱をもらい密度が小さくなり上部に上昇していく。また、非常用復水器や工学的安全設備により冷やされた冷却材は、密度が大きいため原子炉圧力容器下部方向に移動する。このような冷却材の自然循環回路が構成されるため、原子炉の崩壊熱は除去され冷温停止に収束するわけである。冷却材の自然循環による炉心流量は、炉心の冷却機能の度合いを示すものである。炉心流量がゼロということは、炉心の冷却機能そのものが喪失したということになる。

ウ 福島第一原発のように沸騰水型原子炉（BWR）においては、炉心に冷却材を

強制的に送り込むため、外部に再循環ポンプ（PLR ポンプ）を設けているが、外部電喪失事故等において PLR ポンプが停止しても、炉心内に残る残留熱（崩壊熱）により冷却材は自然循環する設計となっている。「軽水炉発電所のあらまし改訂第 3 版」（添付資料 1、財団法人原子力安全研究協会）によれば、この自然循環機能により出力の 50% まで炉心の熱を除去できると記載されている。

エ 設置許可添付 14 の運転特性図を添付資料 2 に示すが、現在（高燃焼度 8×8 燃料が装荷されたサイクル以降）は、ゼロ出力時の炉心流量は炉型によって多少の差はあるものの数%～10%弱残存することが示されている。ちなみに添付資料 2 の運転特性図は、私が東電福島第一時代（90 年代後半）に私が在籍していたグループで改訂作業をしたものである。従前のものよりも自然循環曲線が変更されているのは、運転実績等（主には試運転実績）を反映した結果である。当時、私は福島第一 3 号機の改訂作業を担当していたが、他号機の改訂作業と横並びで運転実績を反映して自然循環曲線を変更した経緯を記憶している。具体的には、規制当局（当時、通産省安全審査課）への説明性を考慮してのことで、技術的根拠を明確にした結果である。社内的には、もっと詳細な運転特性図を使用し、適宜、運転実績を反映しながらプラントの運転（主に起動停止等の出力変更に使用）に使用していた。

オ 福島第一原発は、沸騰水型原子炉（BWR）であるのに対して、伊方原発は、加圧水型原子炉（PWR）であるが、PWR においても、炉心を冷却する上で、冷却材の自然循環による冷却機能は重要である。

『「軽水炉発電所のあらまし平成 20 年 9 月」財団法人原子炉冷却材安全研究協会実務テキスト改訂第三版 8.3.2 原子炉冷却材喪失』（添付資料 3）を見ると PWR のケースでは、冷却材の自然循環は通常の下から上への流れの向きになるとある。

また、旧原研 ROSA 計画第 4 期（ROSA-IV：1980～92）LOCA 模擬実験装置 LTSF（Large Scale Test Facility）によ

れば、PWRの小破断LOCA時の原子炉冷却材分布は「炉心で過熱された水と蒸気発生器の伝熱管内で冷やされた水との密度差によって原子炉の一次系に自然循環が発生し、炉心の冷却が維持されることが判明した。」(添付資料4)とあり、PWRにおいても自然循環による炉心冷却に期待していることがわかる。

オ 福島原発事故において、さらに深刻なのは、冷却材の自然循環の停止により、燃料がドライアウトの状態となった可能性があることである。

ドライアウトとは、一般に、水分を完全に失って乾燥または過熱状態になることをいうが、原子力分野では原子炉の燃料表面が蒸気流に覆われて伝熱能力が低下し、燃料表面温度が上昇する状態を指す。沸騰水型原子炉では、燃料の熱負荷によって、冷却水が蒸発し、水と蒸気の混在する二相流が生じる。二相流中の蒸気の流量割合が大きくなると、燃料表面に沿って流れる液膜が破断して燃料表面が蒸気流に覆われ、燃料表面温度が上昇し始める。このように燃料表面温度が上昇し始める点をドライアウト点と呼ぶ。原子炉の事故時には、減圧、流量低下、水位低下などによりドライアウトを生じ、燃料破損に至るおそれがある。このため、燃料の健全性を評価する上で、ドライアウト現象の予測が重要であるとされている(添付資料5、原子力百科事典ATOMICA)。

カ この冷却材の自然循環による冷却機能は、「発電用軽水炉型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(安全設計審査指針)及び「発電用軽水炉型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する指針」(重要度分類指針)でいう「安全機能」(炉心冷却機能または原子炉冷却材循環機能)に相当する。また、「電気事業法第39条第1項」及び「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第二条第八号ハ」の「安全設備」(熱を除去する設備)にも相当する。

今回の事後解析により判明した重大な事実、原子炉停止直後から炉心流量が存在していないことである。即ち、「安全機能」または「安全設備」である炉心冷却機能が地震の影響によって喪失したことである。

残念ながら、各事故調査委員会では、これら装置のデータを詳細に事後解析し

考察していないため、この点に関しての言及が皆無であったため、2013 年 11 月に刊行された岩波書店「科学」11 月号にこの自己の調査結果（「地震動による福島第一 1 号機の配管漏えいを考える」、甲 1 4 6 号証）を発表した。

掲載する直前に元国会事故調査委員である田中三彦氏をはじめとする調査協力員の方々、有志に参集して頂き説明をした次第である。その結果、概ね賛同して頂き、新潟県技術委員会でも取り上げてもらっているところである。

3 炉心流量がゼロになった原因について

ア 原子炉圧力容器内を詳細に検証することができない以上、現時点では、炉心流量がゼロになった原因は、厳密に言えば不明である。

しかし、過渡現象記録装置の炉心差圧信号がマイナス指示していることは、炉心シュラウド内の冷却材の流れの逆転を表している（通常時、冷却材が下から上に流れている時は、プラス指示となる）。また、ジェットポンプ全 20 台の流量データの基の差圧信号はすべてゼロ付近を示している。これらの事実は、水の密度差によって生じる浮力による自然対流が停止したことを意味する。配管の破損や破断が生じれば、破損箇所へ流れ込む水の流れが生じ、自然対流が止まるはずであり、それ以外に、水の密度差によって自然に発生する対流を停止させる原因を想定することはできない。

イ ただし、原子炉水位が緩やかに下降しているように見えることからすれば、漏洩量は大・中口径配管の破断に比較して極端に少なく、小口径配管部の破損が考えられる。

ウ 『「軽水炉発電所のあらまし 平成 20 年 9 月」財団法人 原子炉冷却材安全研究協会 実務テキスト 改訂第三版 8.3.2 原子炉冷却材喪失』を見ると、PWR のケースについて、一次系配管破断時の冷却材流量の挙動についての記述がある。これを見ると、通常時の下から上への流れの向きは、配管破断により下向きに逆転するとあり（添付資料 6）、今回の福島原発事故のケースも同様の挙動

である可能性が非常に高い。また、この資料は、PWRにおいても、配管破断時に、冷却材の流れが逆転し、自然循環による冷却機能が停止する恐れがあることを示しているものである。

エ 東京電力（株）が平成24年2月2日付「福島第一原子力発電所の状況」（添付資料7）において、同年1月31日に4号機原子炉建屋1階にあるジェットポンプ計装ラック内の計器テストラインからの漏えいを確認したと発表した。漏えい水は、原子炉ウェル内（原子炉圧力容器及び使用済燃料プール）からの水（冷却材）で、その量は8,500リットルとある。漏えい発生時期や原因についての言及はない。漏えいの直接的原因は、ジェットポンプ流量（冷却材流量）計測配管の破口である（添付資料8）。この配管は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」でいうCクラスに属するものである。同指針によれば、Cクラスの機能上の分類は、「一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの」としている。

ちなみに、福島第一原子力発電所4号機は、福島原発事故当時、定期検査中で格納容器及び圧力容器の各々の蓋は開放中であり、通常運転時に動作しているプラント機器も概ね停止していた。これは、運転中動荷重がほぼ無い状態に等しい。一方、メルトスルーした1～3号機は地震発生前までは、定格出力にて運転中であつた。4号機に比較して、相当量の運転中動荷重が働いていたはずである。4号機でのこの配管破口発生時期特定のための調査結果の有無は不明であるが、仮に3月11日にこの配管破口が発生したと仮定した場合、1～3号機においても同様な事象が発生している可能性はかなり高いと言わざるを得ないのである。

オ 冷却材の自然循環は、電気事業法第39条の「安全設備」である「熱を除去する設備」に相当する。また、発電用原子炉設備に関する技術基準を定める省令第八条の二によれば、「安全設備は、当該安全設備を構成する単一故障が生じた場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、構成する機械器具の機能及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を有

するように施設しなければならない。」とある。

今回の福島原発事故では、この技術基準第八条の二の条文の状況が地震により発生し、そして、求められた機能が維持できなかった。これは技術基準不適合である。また、耐震設計グレードの低い小口径配管部の破損により、冷却材の自然循環が停止し、「安全設備」の機能が喪失したとなれば、耐震設計グレードの低い小口径配管部について、本来各種基準等の大幅な見直しが必要となるはずであるが、新規制基準にはそのような見直しは行われていない。

伊方原発についてこのまま再稼働がされれば、地震動による耐震設計グレードの低い小口径配管部の破損により、冷却材の自然循環が停止し、冷却機能喪失の一因となり、あるいはドライアウトによる燃料損傷を発生させる恐れがあると言わざるを得ない。

4 結論

断言できることは、福島原発事故調査は未だ道半ばであるということである。

本意見書に記した内容は福島原発事故調査の不備を示す一例である。その他にも未解明事項が山積しているのが現実である（例えば、汚染水ルートそのものの解明及び発生原因）。

不十分な事故調査で作成された再稼働適合審査基準が妥当なものと私は判断できない。

地震動によって、単一故障を起こし外部電源が利用できない場合においても「安全機能」または「安全設備」が機能できるように求めている電気事業法第 39 条等に抵触している可能性を 100%排除できていない事実を国及び規制サイドは重く受け止め真摯に対応すべきである。

以上

実務テキストシリーズ No. 1
(改訂第3版)

軽水炉発電所のあらまし

平成 20 年 9 月

財団法人 原子力安全研究協会
実務テキスト編集委員会

表 2.6.5 エリア放射線モニタ (例)

名 称	検出器の種類	計測範囲
原子炉建屋放射線モニタ	半導体式	$10^{-4} \sim 1 \text{ mSv/h}$
		$10^{-8} \sim 10 \text{ mSv/h}$
		$10^{-2} \sim 10^2 \text{ mSv/h}$
		$1 \sim 10^4 \text{ mSv/h}$
タービン建屋放射線モニタ	半導体式	$10^{-4} \sim 1 \text{ mSv/h}$
		$10^{-2} \sim 10 \text{ mSv/h}$
モニタ建屋放射線モニタ	半導体式	$10^{-4} \sim 1 \text{ mSv/h}$

2.7 工学的安全施設

2.7.1 工学的安全施設の設計思想

(1) 安全に関する基本的考え方

原子炉施設の安全性確保の基本は、その寿命中を通じて一般公衆および運転従事者の健康と安全を損なうことなく運転・保守点検などが実施できるよう設計・製造・建設および運転において万全を期することである。

このため原子力発電所は、通常運転時のみならず万一の事故時でも放射性物質を環境に拡散して一般公衆に被害を与えぬように、以下に示す3段階の対策をとっている。

- i) 異常事象の発生を極力未然に防止する。
- ii) 万一の異常事象の発生に際して、事故へ拡大しないようにそれを十分に速く検知するとともに原子炉を安全に停止する。
- iii) 万一の事故事象を想定して、種々の工学的安全施設により事象を緩和する。

従って、万一の事故発生時においても、自動的に事故を検知し、安全設備が作動するのでそれ以上の事故の拡大は阻止される。

上記対策に加え、さらにBWRでは、図2.7.1に示すような独特の安全上の配慮がなされている。

第一の特徴は、通常運転時に炉心に冷却材の沸騰によるボイド（蒸気泡）が存在することである。これは、何らかの原因で出力が上昇すると沸騰の度合いが増加して、核反応を維持する熱中性子を減らす方向に作用するので、出力上昇を緩和する効果を持っている（出力を下げようとする自己制御性が大）。

第二の特徴は、自然循環能力が大きいことである。再循環ポンプが停止しても、自然循環だけによって約50%の出力まで炉心の熱を除去することができる（自然循環による冷却能力が大）。

第三の特徴は、原子炉水位を水位計によって常時直接監視していることである。原子炉水位が変動した場合、給水流量を加減して自動的に水位を調整する設計となっている（水位自動制御による安定運転）。

第四の特徴は、原子炉格納容器の圧力制御室部に大量の水を保有するプールがあることである。このため、原子炉を隔離するような事態に至っても、炉心で発生する崩壊熱を一旦プールで吸収することができる。さらに、原子炉一次系の破損などに起因する冷却材喪失事故（LOCA）を仮定しても、放出される熱を吸収するとともに非常用炉心冷却設備（ECCS）の水源として長期にわたり水を補給する機能を有し、安全性の向上に寄与している。

BWRは、このような独特の安全性により、想定される異常な過渡変化および事故に対して十分対処できる設計となっている。また、工学的安全施設は、非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器施設で構成される。

(2) 重大事象の発生防止に対する考え方

一般公衆および運転従事者の健康と安全を損なう可能性のある重大事象として、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破損による冷却材喪失事故、原子炉格納容器外側での主蒸気配管をはじめとするプロセス配管破損による放射能漏えい事故などが考えられるが、このような放射能放出を伴う可能性のある事象については、それ自体の発生頻度を十分低く抑えることが重要である。

このため設計上、次のような考慮を払っている。

- i) 原子炉は、その固有の特性として、運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有するよう設計する。従って、急激な反応度印加が生じたとしても、それを抑えこむ負の反応度が自動的に加わるので、原子炉が核暴走することは原理的に起こりえない。

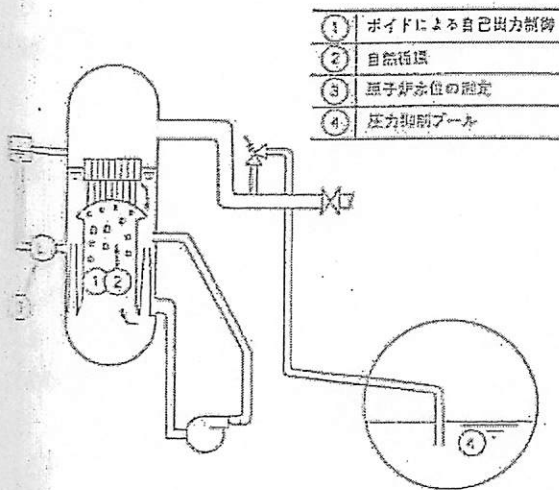


図 2.7.1 BWR 特有の安全性

原子炉運転中の異常な過渡変化に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性はもちろんのこと、原子炉の核的・熱的特性を許容限界値以内に抑える設計としている。

従って、原子炉運転中に仮に主要な系統・機器に故障が発生してもそれ自体で燃料が破損することはないので、原子炉から放射能が放出されることはない。また、異常な過渡変化も速やかに落ち着き、長期にわたって異常事象が継続することはない。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、応力腐食割れ(SCC)の発生を防止するため材料の選定などを実施するとともに、想定される荷重に対して十分な強度を持つ設計としている。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリは、その健全性を随時確認するために供用期間中の定期検査が可能な設計としている。

仮に、原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材の小漏れがあった場合でも、漏れ検出系により十分速やかにかつ確実にそれを検出し、重大な事象に至るのを事前に防止できる設計としている。

重大事象発生の検知と原子炉安全停止に対する考え方

重大事象は、前述の方策によりその発生頻度は極めて小さく実質的に無視できる程度であると考えられる。安全設計上の見地から仮に発生したことを想定し、その発生を迅速かつ的確に検出し原子炉を安全停

止に導くべく、設計上、次のような考慮を払っている。

i) 重大事象の発生を直ちに検出し、原子炉停止系および工学的安全施設を自動的に作動させるために安全保護系を設ける。重大事象の発生は、炉心内中性子束の急上昇、原子炉の水位あるいは圧力の低下、格納容器の圧力上昇などの事象に付随して生じる諸パラメータの変化を把握することで検知する。

ii) 安全保護系は、その系を構成する機器またはチャンネルの単一故障あるいは単一の取外しを行っても、その機能を失うことのないよう多重性・独立性を有する設計とし、また、駆動源の喪失、系の遮断などの不利な状況下でも最終的に安全な状態に落ち着き、その機能が発揮できるよう考慮する。

iii) 安全保護系は原則として、その機能を運転中に試験できる設計としている。

以上のように、重大事象の発生を的確に検知し、直ちに事象の拡大が抑制される。

(4) 重大事象の緩和に対する考え方

以上の方策により、重大な事象の発生頻度は極めて小さいが、安全設計上の見地から仮に発生したことを想定して、その影響が許容できる程度に抑制されるように、種々の工学的安全施設などを設けている。

例えば、原子力プラントで想定している最も苛酷な事故である冷却材喪失事故に対しては、以下に示すような工学的安全施設が作動し、確実に事故事象を緩和する設計となっている。

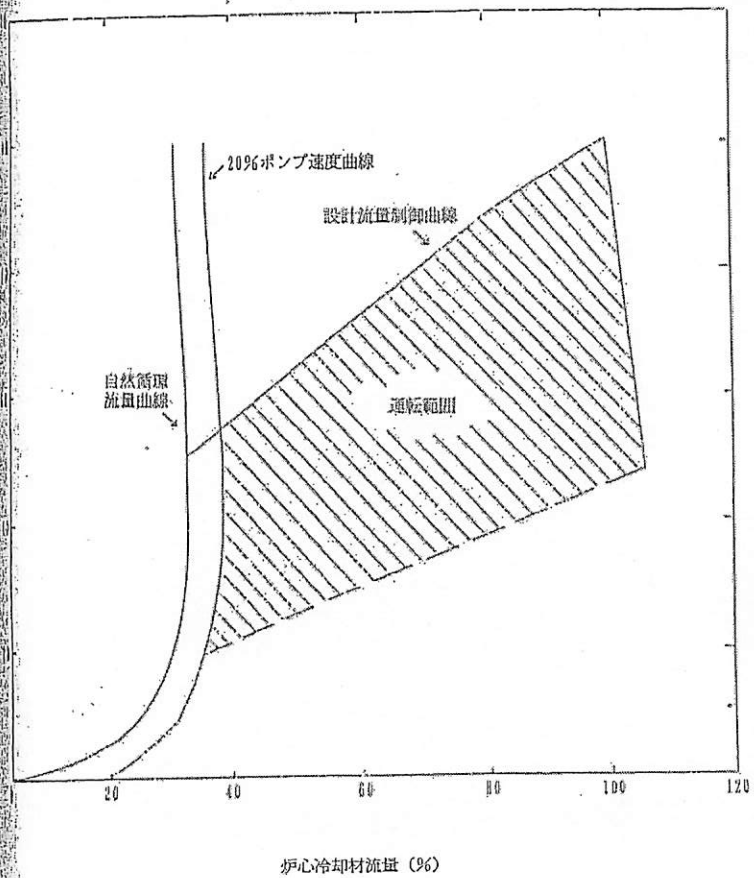
i) 原子炉内の冷却材流出により炉心が露出する場合を想定し、このような緊急時に自動的に作動する非常用炉心冷却設備(ECCS)を設け、長期にわたって炉心を冷却するとともに大量の燃料棒の破損を防止する。

ii) 原子炉内で長期にわたって生じる崩壊熱は、残留熱除去系(RHR)により確実に系外に放出する。

iii) 仮に、外部電源が喪失しても迅速に対応できるように、所内に非常用電源系を設置し、必要な電源を確保する。

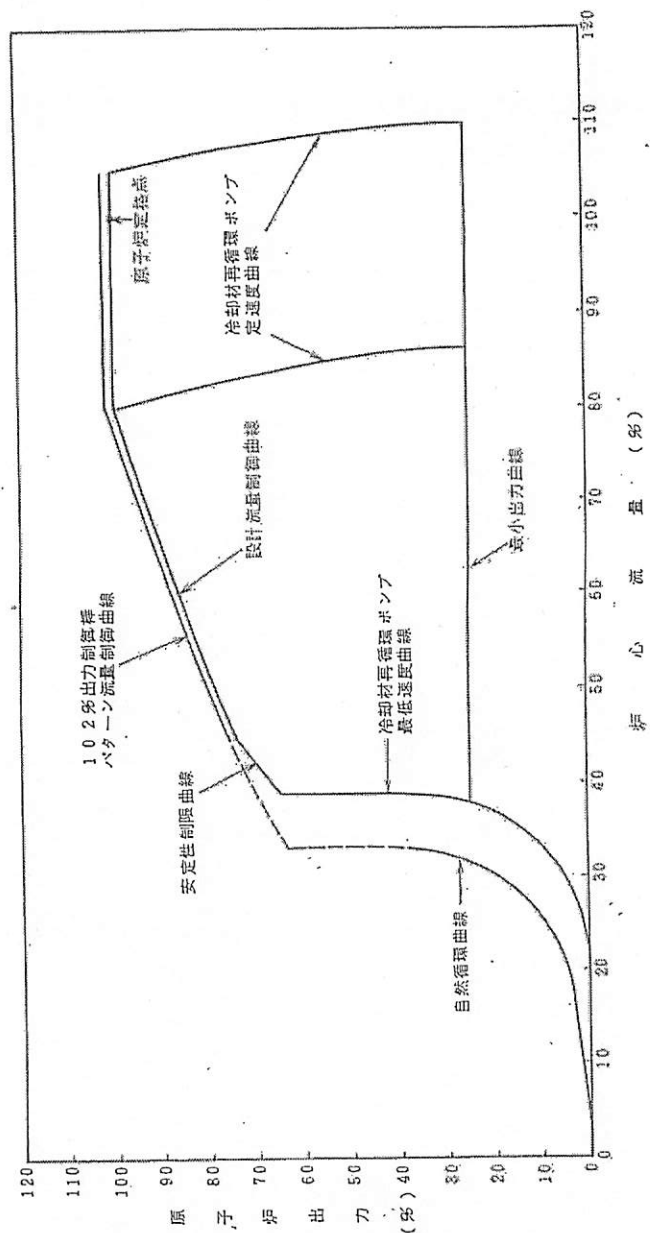
iv) 原子炉冷却材圧力バウンダリを全て包含する原子炉格納容器を設けて、原子炉から流出する可能性のある放射能を長期にわたって格納し、減衰させる。

(1/4)



第14.4-2図(1) 流量-出力特性曲線

(高燃焼度 8×8 燃料が装荷されるまでのサイクル)

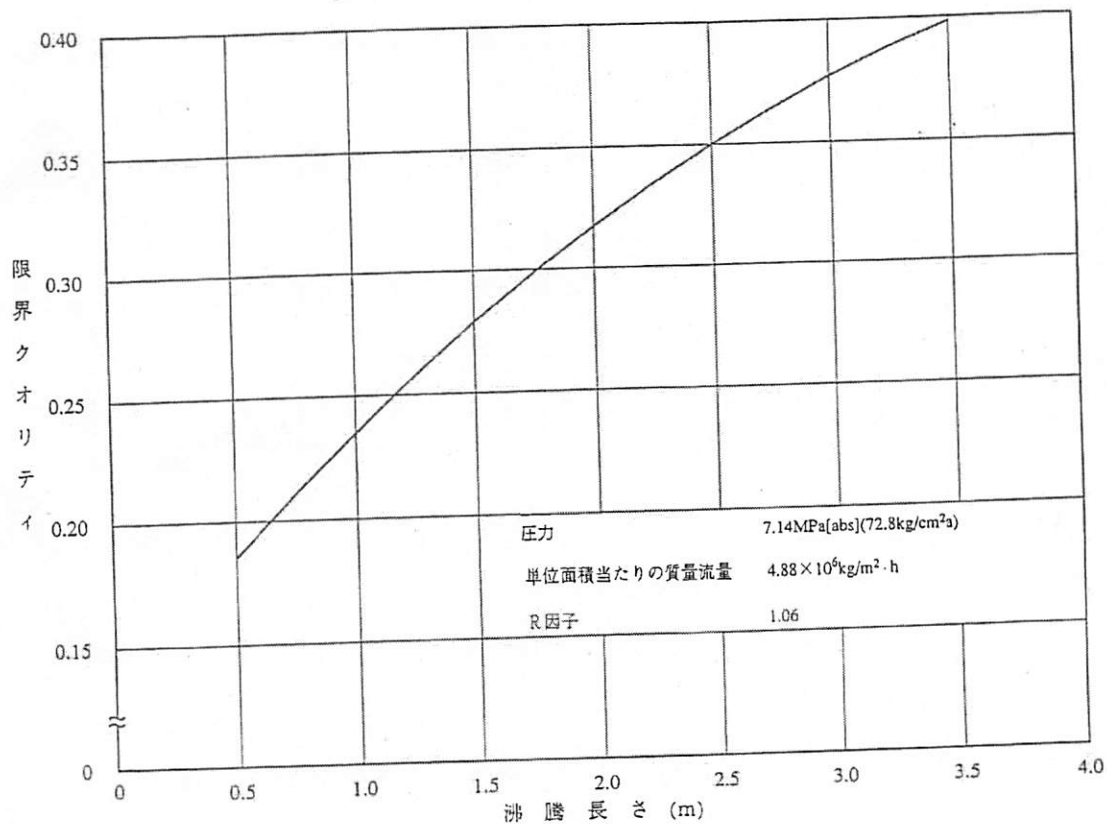


第14.4-2図(2) 運転特性図

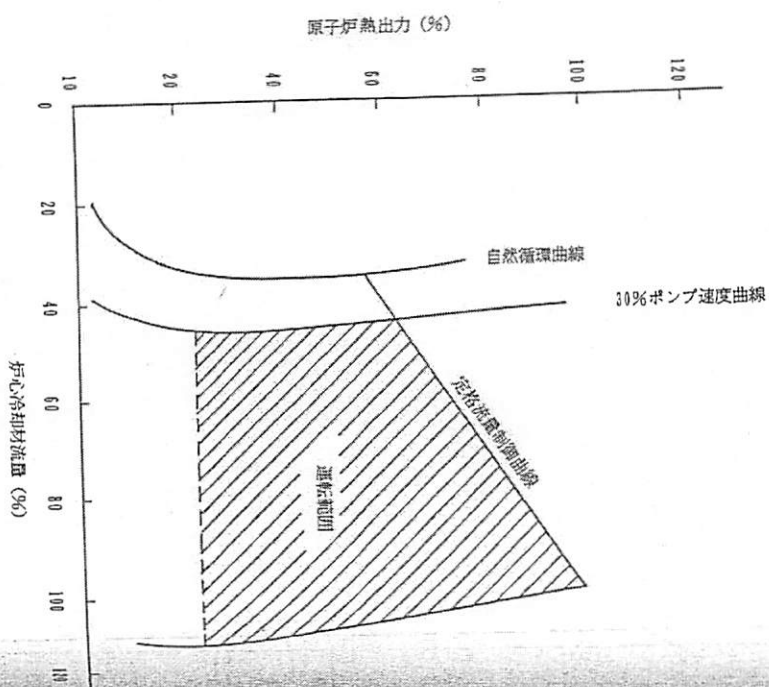
(高燃焼度 8×8 燃料が装荷されたサイクル以降)

F/P 1/F-1

F/P 1/H-2



第14.4-1図(5) 限界クオリティと沸騰長さの関係 (9×9燃料 (B型))

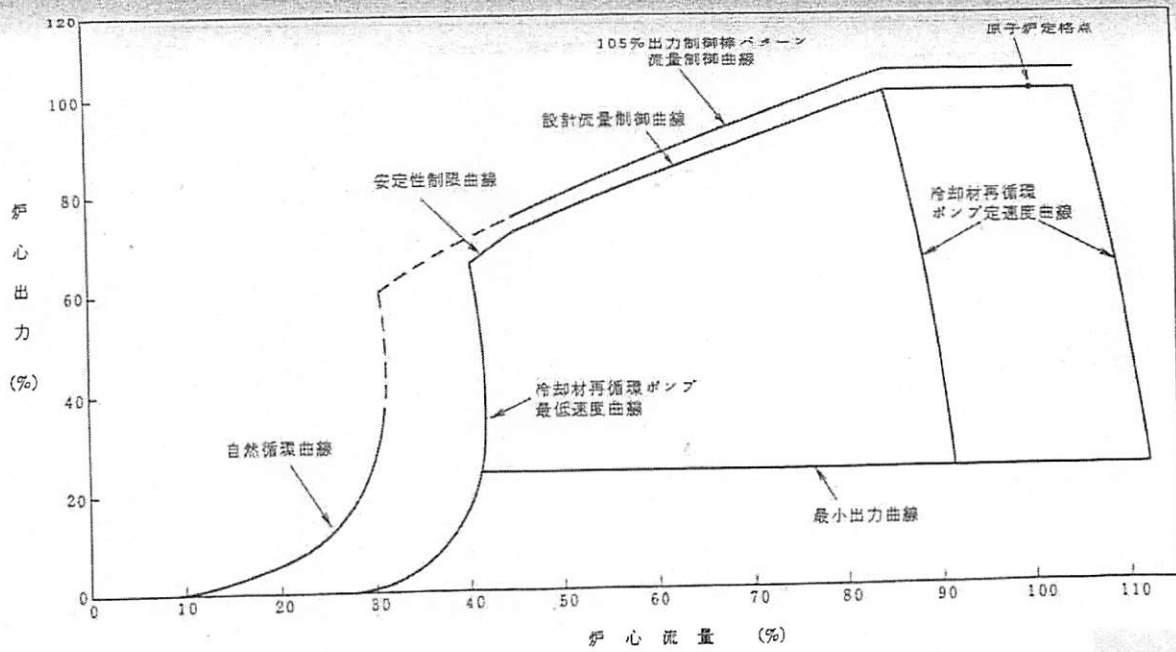


第14.4-2図(1)

流量-出力特性曲線
(高燃焼度8×8燃料が装荷されるまでのサイクル)

(2/4)

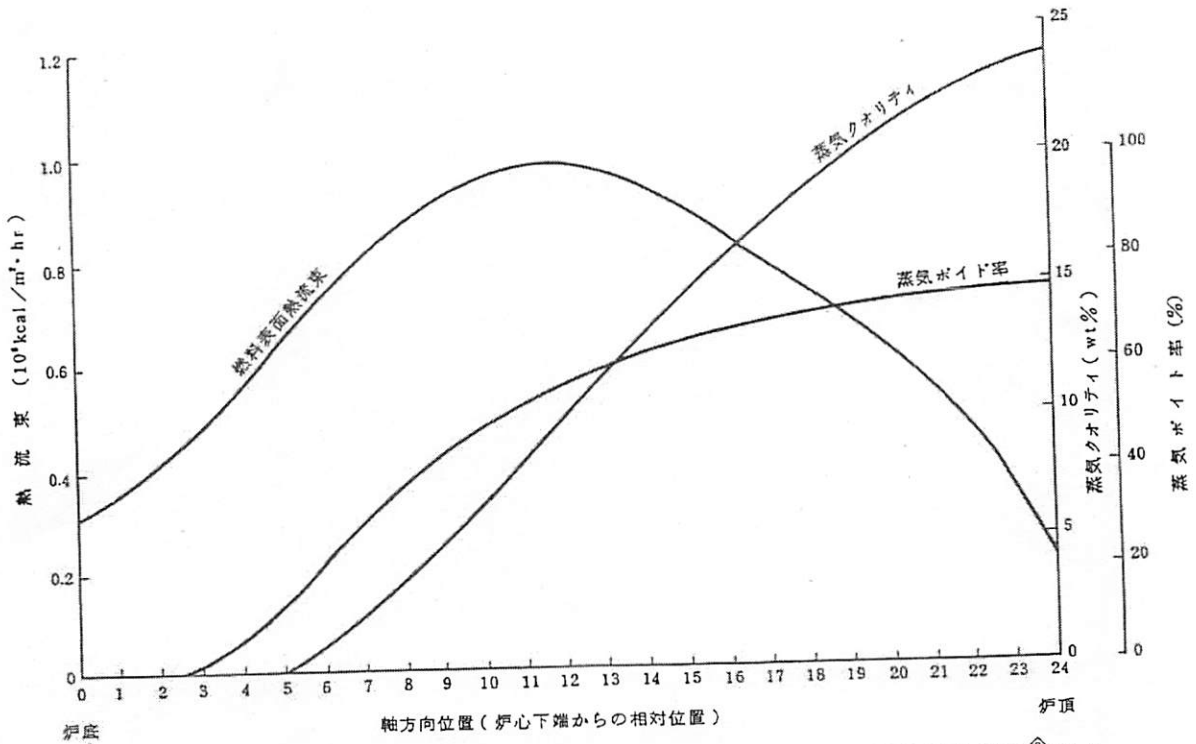
8-14-213



(3/4)

第14.4-2図(2) 運転特性図
(高燃焼度 8×8 燃料が装荷されたサイクル以降)

8-14-214



第14.4-3図(1) 最高出力チャンネルの熱水力特性
(新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料, 最高出力流路)

E/P

1F-2

ジルコニウムライナ被覆管(2.3.1項(1)i)を参照)が実用化され、PCIOMRの緩和が段階的に進められている。

iv) 通常運転時の炉心性能の監視

通常運転時の線出力密度、最小限界出力比などの監視は、プラントに備えられた運転監視補助装置(プロ

セス計算機)と各種の計装類を利用して行う。炉内の原子炉核計装の読みの分布状況と、炉心熱出力、炉心流量などから、個々の燃料集合体の出力、最小限界出力比などが求められる。炉心熱出力は、給水流量、給水温度、原子炉圧力などのプラント熱精算データを用いて計算し、炉心流量は、ジェットポンプ流量から求

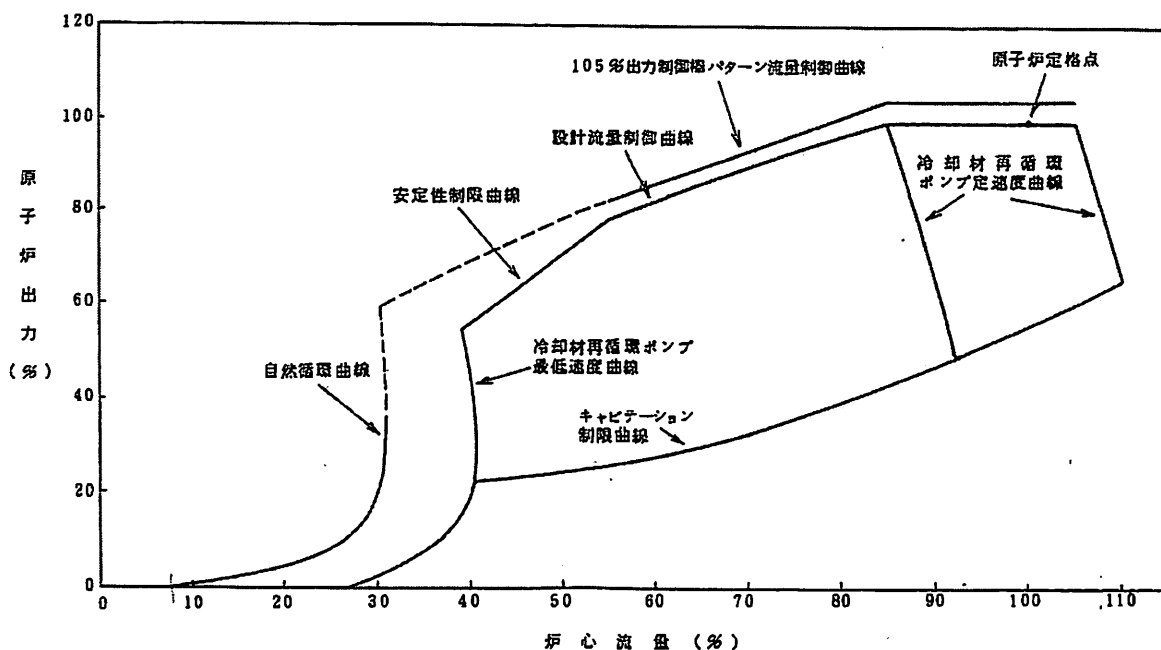
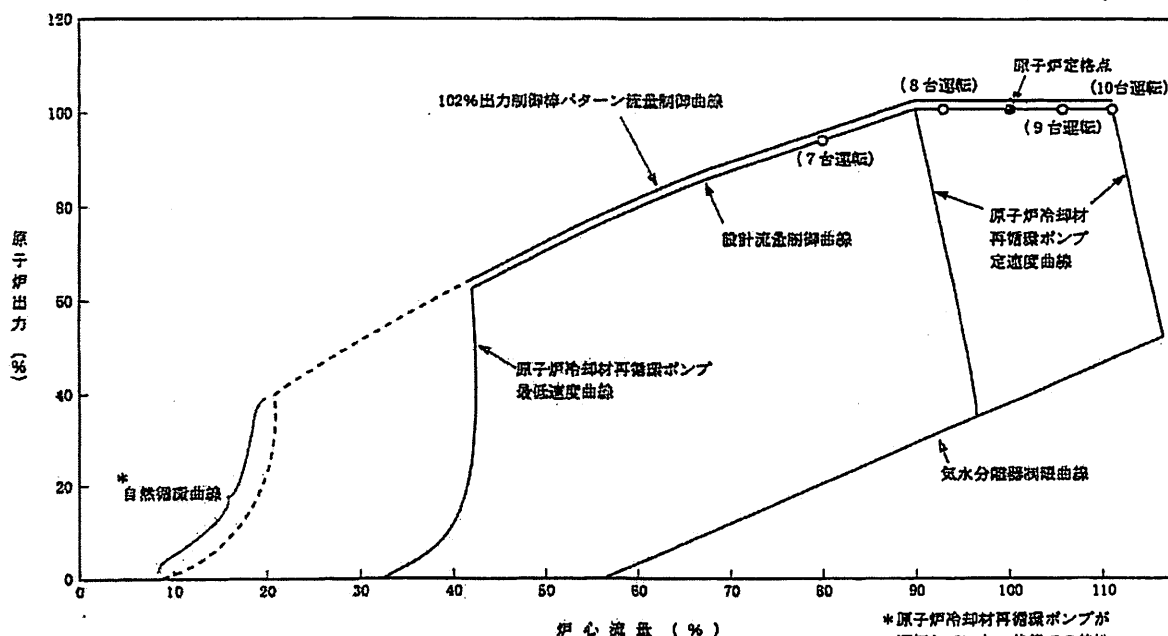


図 2.3.22 運転特性図 (BWR5 の例)



* 原子炉冷却材再循環ポンプが運転していない状態での特性
○ 原子炉冷却材再循環ポンプの運転台数に応じた最大出力、最大流量運転点

図 2.3.23 運転特性図 (ABWR の例)

「軽水炉発電所のあらまし」第3版

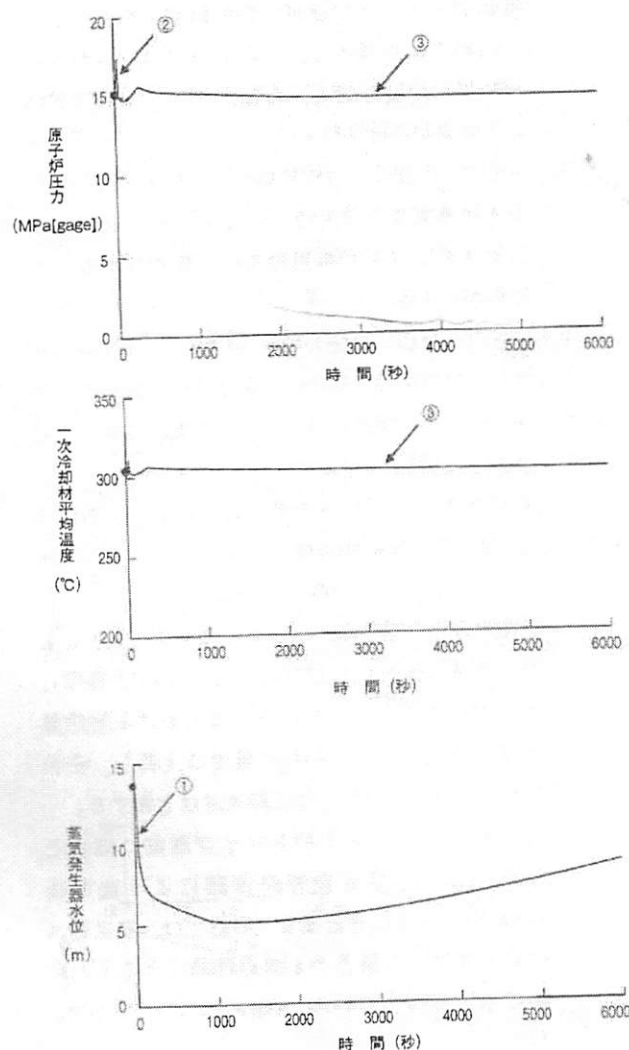


図 8.2.3 (1) 主給水流量喪失
(・印は初期値)

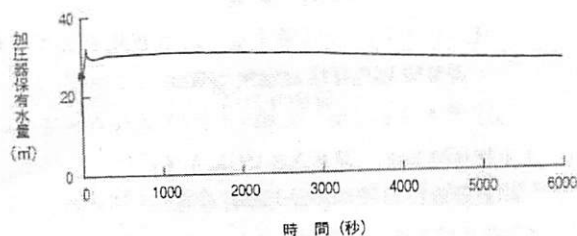


図 8.2.3 (2) 主給水流量喪失
(・印は初期値)

8.3 事故

8.3.1 事象の想定

「運転時の異常な過渡変化」より発生する可能性は低いものの、発生した場合、プラントおよび周辺公衆に、より重大な影響を及ぼすおそれのある事象が「事故」として選ばれている。PWR では、次に示す 4 つのカテゴリの下に、次の事象が解析されている。

- (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
 - i) 原子炉冷却材喪失
 - ii) 原子炉冷却材流量の喪失
 - iii) 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - iv) 主給水管破断
 - v) 主蒸気管破断
- (2) 反応度の異常な投入または原子炉出力の急激な変化
 - i) 制御棒飛び出し
- (3) 環境への放射性物質の異常な放出
 - i) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - ii) 蒸気発生器伝熱管破損
 - iii) 燃料集合体の落下
 - iv) 原子炉冷却材喪失
 - v) 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
 - i) 原子炉冷却材喪失
 - ii) 可燃性ガスの発生

「事故」に対する判断基準は表 7.1.1 に示した通りである。この場合は、「運転時の異常な過渡変化」とは異なり、炉心の損傷や放射性物質の施設外への放出を伴う事象であるため、それらを前提とした判断基準（例えば、炉心の冷却可能性や周辺公衆の実効線量）が採用されている。

「事故」に対する安全評価の例として、「原子炉冷却材喪失」および「蒸気発生器伝熱管破損」について 3 ループプラントの安全評価例を紹介する。なお、これらの事象は、原子炉施設の立地の妥当性を評価するための「重大事故」、「仮想事故」に対する評価の際にも取り上げられている事象である。

8.3.2 原子炉冷却材喪失

一次冷却材管またはそれに接続する配管の最初の隔離弁までの部分に、亀裂や破断などが発生し、冷却水が一次系から流出する場合を想定する。この場合、破損の

大きさによってその後の事象経過は多少異なるが、ここでは、一次系の主配管が瞬時に完全に破断する最も厳しいケースを考える。

もし、何も対策が講じられていなければ、冷却水は一次系から流出してしまい、炉心は空焚きの状態になるので、燃料棒がいずれは著しく損傷してしまう。

しかし、実際には、厳正な材料選定、施工、検査が行われており、配管が破断する可能性は極めて小さい。また、原子炉冷却材喪失に備えるために、何重にも対策が講じられている。それらを列挙すれば、次の通りである。

- i) 冷却水の微少リークを早期に検出するための監視装置を設置する。
- ii) ループごとに蓄圧タンクを設置し、一次冷却水の流出により、一次系圧力が蓄圧タンクの圧力を下回ると、自動的にほう酸水を原子炉内に注入する。
- iii) 次の信号により、非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水をポンプで原子炉内に注入する。
 - a. 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
 - b. 原子炉圧力異常低
 - c. 原子炉格納容器圧力高
- iv) 一次系の圧力が低下し、炉心内に大量のボイドが発生すると、反応度が抑えられて原子炉は停止状態になるが、さらに、「原子炉圧力低」信号または「非常用炉心冷却設備作動」信号により、原子炉は自動停止する。

次に示す結果は、安全側の解析とするため、外部電源の喪失を仮定し、低圧注入系の1系列の不作動を仮定した場合のものである。

炉心圧力、炉心流量、燃料被覆管温度などに関する解析結果を図8.3.1に示す。時間経過に従って事象の推移をみると、次のようになる。

- i) 破断発生後瞬時に原子炉圧力は、約12MPa[gage]付近まで急減する(図8.3.1の図中①参照)が、炉心部が2相流の状態になると、圧力低下は緩やかになり、破断発生約29秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなると、ブローダウンが終了する。
- ii) 炉心流は、通常、下から上へ向かっているが、破断箇所を低温側配管と仮定しているため、破断発生後直ちに上向きの流れは減少し炉心底部では下向きの流れに逆転するが、約2秒後には炉

心内の水のフラッシング等の影響により流れが停滞し(図8.3.1の図中②参照)、その後は、約12秒後から再び下向きに流れる(図8.3.1の図中③参照)。

- ii) 破断発生約16秒後には、原子炉圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下になり、蓄圧タンクからほう酸水が自動的に注入される。
- iv) 破断後、炉心内でのボイドの発生のために核分裂による発熱はなくなるが、その後も、燃料ペレットの蓄積エネルギーの放出および崩壊熱の発生は続く。

一方、ii)で示したように、炉心流量が停滞するので燃料被覆管温度は一旦上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、逆に低下していく。しかし、さらに一次冷却材の放出が進行すると、次第に炉心部を通る一次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は再び上昇する。冷却水のブローダウンが終了してから炉心に注入水が到達するまでの間、炉心からの熱除去能力が特に低下するため、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。しかし、炉心が再冠水し始めると、炉心で発生する蒸気および蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心は冷却されるため、燃料被覆管の温度は徐々に低下する。

以上の過程を通じて、燃料被覆管の最高温度は約1,027℃にとどまり、ジルコニウム-水反応量も最大となる部分で約3.6%に抑えられ、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」で要求される1,200℃、酸化量15%の制限値を満足している。

また、放射性物質の放出は、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくリスクを与えない範囲内に抑えられる。

8.3.3 蒸気発生器伝熱管破損

出力運転中に、何らかの理由で蒸気発生器伝熱管が破損し、一次冷却材が蒸気発生器二次側へ流出する場合を想定する。この場合、何の対策も講じられていなければ、一次冷却材の蒸気発生器二次側への流出が続き、二次側蒸気中に含まれた放射性物質が、主蒸気逃がし弁や復水器真空ポンプ排気ラインから大気へ放出され続けることになる。

しかし、実際には、このような事態の進展を緩和し、事象を早期に収束させるため、種々の対策が講じられている。それらを列挙すれば、次の通りである。

- i) 蒸気発生器のブローダウン配管、復水器真空ポン

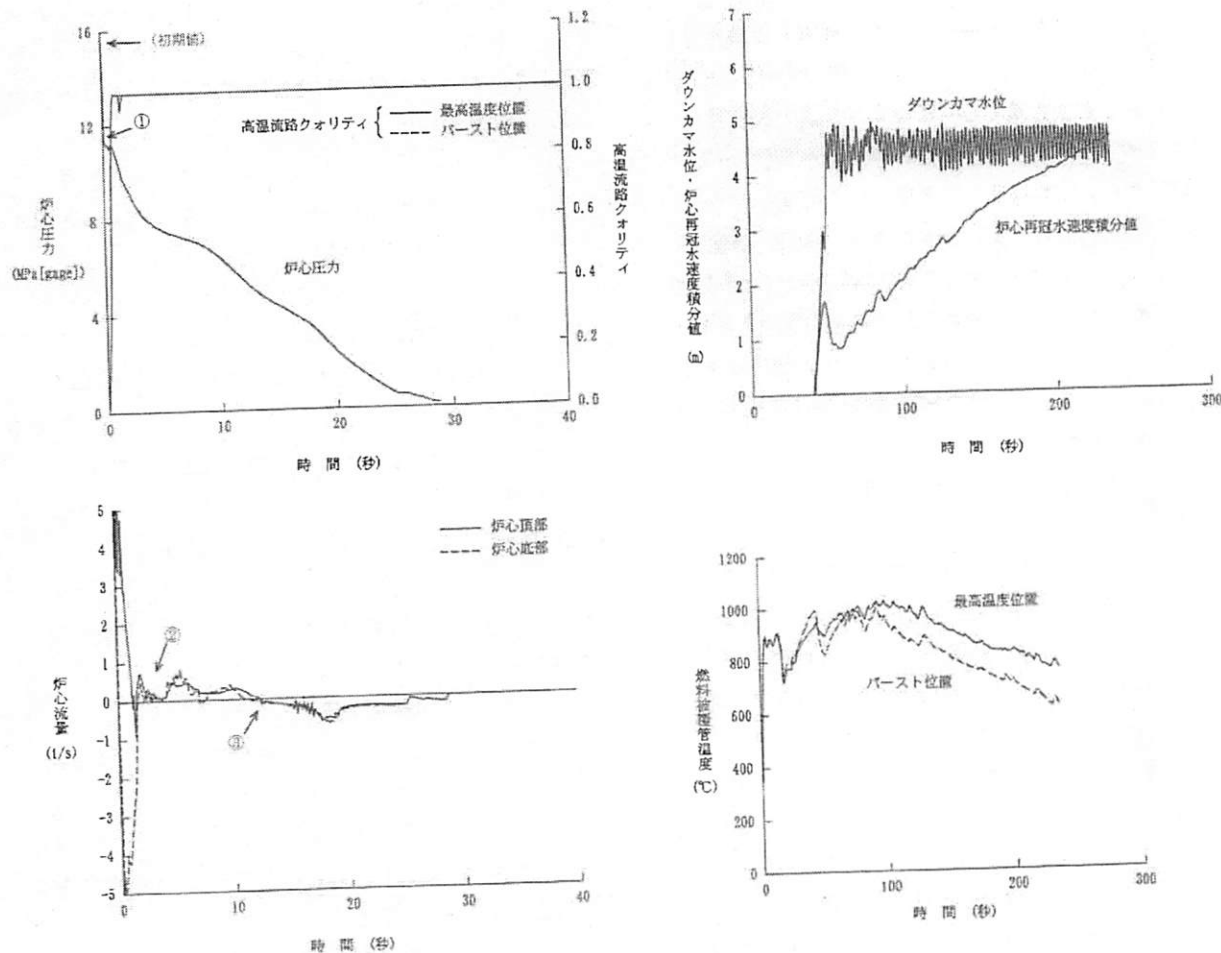


図 8.3.1 原子炉冷却材喪失（大破断）

ブ排気ライン、及び各主蒸気管に放射線モニタを設け、放射能レベルが高くなると警報を発信する。

ii) 以下のような原子炉保護設備からの信号により、原子炉は自動停止する。

- a. 原子炉圧力低
- b. 過大温度 ΔT 高

iii) さらに一次冷却材の流出が続くと、以下の信号により非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクのほう酸水を炉心に注入する。

- a. 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
- b. 原子炉圧力異常低

伝熱管 1 本が瞬時に破断した場合の原子炉出力、原子炉圧力、二次系圧力、一次冷却材流出量に関する解析結果を図 8.3.2 に示す。時間経過に従って事象の推移をみると、次のようになる。

- i) 原子炉は、事故後約 5 分で発信する「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止する。そのため、二次系圧力は、原子炉トリップによるタービントリップのため、一時的に急上昇する（図 8.3.2 の図中①参照）。
- ii) 原子炉圧力は、一次冷却材の流出に伴って低下していくが、事故後約 7 分で発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号により、非常用炉心冷却設備が作動して、燃料取替用水タンクのほう酸水が原子炉内に注入されるため、再び原子炉圧力は上昇する（図 8.3.2 の図中②参照）。
- iii) 二次系圧力は、タービントリップにより一時急上昇するが、主蒸気安全弁などの作動により、圧力上昇が抑えられ、その後は主蒸気逃がし弁の設定圧付近で推移する。
- iv) 運転員により破損側の蒸気発生器が隔離され、事故後約 30 分で健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし

<大項目> 原子力安全研究
 <中項目> 原子力施設などの安全研究
 <小項目> 軽水炉の安全研究
 <タイトル>

冷却材喪失事故(LOCA)に関する研究－熱水力挙動－(06-01-01-04)

<概要>

原子炉の配管などが破損し、原子炉冷却材が流出する事態を冷却材喪失事故(LOCA)と呼ぶ。万一LOCAが発生すると非常用炉心冷却系(ECCS)が自動的に作動し、低温の水を原子炉内に注入し、これによって炉心の冷却が維持される。

ECCSの有効性は、原子炉を模擬した大型装置による実験で確認されている。

(注)東北地方太平洋沖地震(2011年3月11日)に伴う福島第一原発事故を契機に原子力安全規制の体制が抜本的に改革され、新たな規制行政組織として原子力規制委員会が2012年9月19日に発足したため、原子力施設の立地・改造に伴う安全審査は原子力規制委員会の所掌事項となった。また、本データに記載の旧規制組織が定めた審査指針や評価指針も今後見直しが行われる可能性がある。

<更新年月>

2006年09月

<本文>

1. はじめに

軽水型発電用原子炉(軽水炉)では、その圧力境界である主冷却系配管などが破損したり弁が開いたままになって冷却材が流出し続け、通常の給水系では原子炉内の冷却材の量を維持できない事態を冷却材喪失事故(LOCA: Loss-of-coolant Accident)と呼んでいる。

LOCAが生じると原子炉は自動的に緊急停止(スクラム)して制御棒が炉心に挿入され、炉心出力は急速に低下する。ところが、核燃料に蓄積された核分裂生成物が運転時の数%以下の熱を出し続けるため、LOCAにおいては炉心の冷却を十分に維持し、炉心の過熱・破損を防ぐ必要がある。

万一のLOCAに備え、軽水炉には工学的安全施設の一部として、ポンプや窒素ガスで加圧されたタンクなどで構成される非常用炉心冷却系(ECCS: Emergency Core Cooling System)が設けられており、LOCAが発生して原子炉の圧力や水位が下がると、自動的に低温の水を注入し始める。

軽水炉の新設や大きな改造を行うときは、原子炉等規制法に基づいて原子力安全・保安院や原子力安全委員会による安全審査を受ける。このとき、安全審査を受ける軽水炉が十分に安全な設計となっていることを確認するため、原子力安全委員会が定めた「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」や「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」などに従い、設計基準事象(DBE: Design Basis Event)として運転時の異常な過渡変化や事故を様々に想定して冷却材の流れを計算機でシミュレーションし、例えばジルカロイ被覆燃料棒では、被覆管の最高表面温度(PCT: Peak Cladding Temperature)が1200℃以下に止まる等を示すことが義務づけられている。これは、この様な異常な事態が生じても燃料棒が大きく破損して放射性物質が大量に系外に放出されないことを事前に確認するためである。この様な想定される外乱や故障、万一の事故に対して生じる原子炉の応答や事態を計算機シミュレーションで具体的に検討することを安全解析、安全解析の結果に基づいて放射性

物質の障壁の健全性の度合いを調べ、一般公衆に対する影響を評価することを安全評価と呼んでいる。

2. 大破断LOCA

LOCAはDBEの中で最も重要なものの一つである。このため、安全解析ではECCSの性能が十分であることを確認するため、工学的には発生の可能性が極めて低いものの大変厳しい条件、例えばPWRでは直径が70cmもある主冷却配管が瞬間的に完全破断する大破断LOCAと呼ばれる事故条件まで想定する。さらに、冷却材の流出流量が最も大きく、すなわち炉心の冷却にとって最も不利になる位置で配管の破断が生じることを想定すると共に、多重性を持たせたECCSの一部が単一故障すると仮定し、事故の経過が保守的に予測される様なシミュレーションモデル(解析コード)を用いる。

この様にして実施した安全解析の結果が「保守的」であることを確認し、ECCSの有効性や設計上の余裕を調べるため、原子炉を模擬した大型の装置により実験的な研究が行われている。例えば、日本原子力研究開発機構(旧日本原子力研究所、原研)では1970年からROSA計画を実施しており、その第2期(ROSA-II: 1974～77)ではPWRを、第3期(ROSA-III: 1978～83)ではBWRを対象に大破断LOCAの模擬実験を行った。産業界や国外でも、例えば米国アイダホ国立工学研究所(INEL)における小型のPWRを用いたLOFT(Loss of Fluid Test)実験をはじめ、様々な研究が行われている。これらの実験によれば、BWR、PWRのいずれの炉でも、万一、原子炉の主配管が完全破断すると、原子炉の冷却材のほとんどが非常に短時間のうちに格納容器に流れ出してしまう、炉心はほとんど全体が一時的に空焚き状態になって燃料棒の温度が上昇し始める。一方、原子炉の圧力も速やかに低下するため、ECCSが大量の冷却材を炉心に一気に流し込み、炉心の冷却は短時間で回復する。炉心に冷却材が流れ込む冷却過程を再冠水過程と呼んでいるが、PWRについては旧原研が1979年に開始した大型再冠水効果実証試験で詳しく調べられ、燃料棒の表面温度は一旦上昇するものの、PCTは安全解析の結果と比べて十分低い値に止まり、基準値の1200℃に対して大きな安全余裕が有ることが判明している(図1参照)。

3. 小破断LOCA

この様な大破断LOCAに対して、米国スリーマイル島発電所事故(TMI事故、1979年)以後重視される様になったのが、より小規模な破断口に起因する小破断LOCAである。TMI事故では加圧器頂部にある直径数cmの弁が開いたままになったが、ECCSが働いて事態を安全に収束できるはずであった。ところが、運転員が誤ってECCSによる注水を途中で止めたため、炉心が過熱・破損するに至った。したがって、この事故を教訓として、小破断LOCAでは、運転員による操作の影響や機器の故障の影響も含めて詳細な研究が行われている。

図2は再循環系配管を有するBWRに関して旧原研が行ったROSA-III計画の実験例で、再循環ポンプの吸い込み側配管に生じた破断口の面積によってPCTがどの様に影響を受けるかを調べた結果である。PCTは破断口が比較的大きな中口径破断LOCAの場合に最も大きい直を示したが、制限値である1200℃に対して十分に低いことが実験的に示されている。

PWRの小破断LOCAについては、旧原研のROSA計画第4期(ROSA-IV: 1980～92)で、この種の装置としては世界最大のLOCA模擬実験装置LSTF(Large Scale Test Facility)による実験が1985年に開始された。LSTFは110万kW級PWRを同一高さ、体積比1/48で模擬し、PWRの運転条件とほぼ同一の高温高圧条件からLOCA実験を行うことができる。その結果、LOCAが発生して冷却材の主循環ポンプが自動的に止まっても、炉心で加熱された水と蒸気発生器の伝熱管内で冷やされた水との密度差によって原子炉の一次系に自然循環が発生し、炉心の冷却が維持されることが判明した。冷却材がさらに減少して圧力が低下し、炉心の水が沸騰し始めると、水と蒸気が混合した気液二相流として循環する状態となる。冷却材が

半分程度にまで減少すると、蒸気発生器の伝熱管は蒸気で満たされて循環は止まるが、炉心は水の沸騰によって冷やされ続けると共に、炉心で発生した蒸気は蒸気発生器の伝熱管内面で冷却されて凝縮し、炉心に還流する。この状態を図3に示す。小破断LOCAでは事態が大破断LOCAと比べてゆっくり推移するため、原子炉内の水と蒸気は重力によって分離して流れるようになる。さらに、スクラム後の時間経過も長いことから、炉心は水で覆われている限り冷却が維持される。冷却材がさらに減少して約1/3以下になると、炉心の上端部から蒸気中に露出して過熱し始めるが、ECCSを含む複数の機器が同時に多重故障する様な厳しい事態を想定しても、この様な状態に至るまでには長時間を要する。この間に運転員がアクシデントマネジメントをはじめとする適切な回復操作を行えば、ほとんどの場合、炉心が損傷することなく事故を収束できる。

4. おわりに

軽水炉のLOCAにおいて原子炉内に生じる冷却水の多様な振る舞いやECCSの有効性について、わが国では日本原子力研究開発機構(旧原研)で1970年から行われているROSA計画をはじめ、多くの実験を通じて検討され、事故が発生した際の十分な安全確保に必要な情報が得られてきた。これらの実験結果は、安全解析に用いられる解析コードが十分に「保守的」であることを確認するのに用いられた。同解析コードが満たすべき要件は、原子力安全委員会が定める「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」などに規定されているが、このような要件を改訂するときもこれらの実験結果が役立てられた。最近は特に、物理現象をより忠実に解析して、事故時の安全余裕を現実的精度で評価することを目指す最適評価コードの開発や改良に役立てられている。

(前回更新:1998年3月)

<図／表>

図1 PWRの大破断LOCA再冠水過程における炉心燃料被覆管表面温度(安全評価モデルによる予測値と原研の装置による実験データの比較)

図2 BWRの再循環配管ポンプ出口側破断を模擬した実験(原研)における炉心燃料被覆管表面温度の変化

図3 PWRの小破断LOCA時の原子炉冷却材分布

・図表を一括してダウンロードする場合は [ここをクリックして下さい](#)。

<関連タイトル>

冷却材喪失事故(LOCA)に関する研究—燃料挙動— (06-01-01-05)

軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針 (11-03-01-14)

<参考文献>

- (1) 佐藤一男ほか: 軽水炉の冷却材喪失事故に関する安全性研究の発展と展望、日本原子力学会誌、vol.28、887—907(1986)
- (2) 久木田豊: ROSA-IV計画—成果と今後の展開—、原子力工業、vol.38、8-16(1992)
- (3) 科学技術庁: 炉心冷却の安全性—大型再冠水効果実証試験(1988年)
- (4) 内閣総理大臣官房原子力安全室(監修): 改訂10版原子力安全委員会安全審査指針集、大成出版(2000)
- (5) 田坂完二ほか: ROSA-3 Experimental Program for BWR LOCA/ECCS Integral Simulation Tests、JAERI 1307、日本原子力研究所(1987)

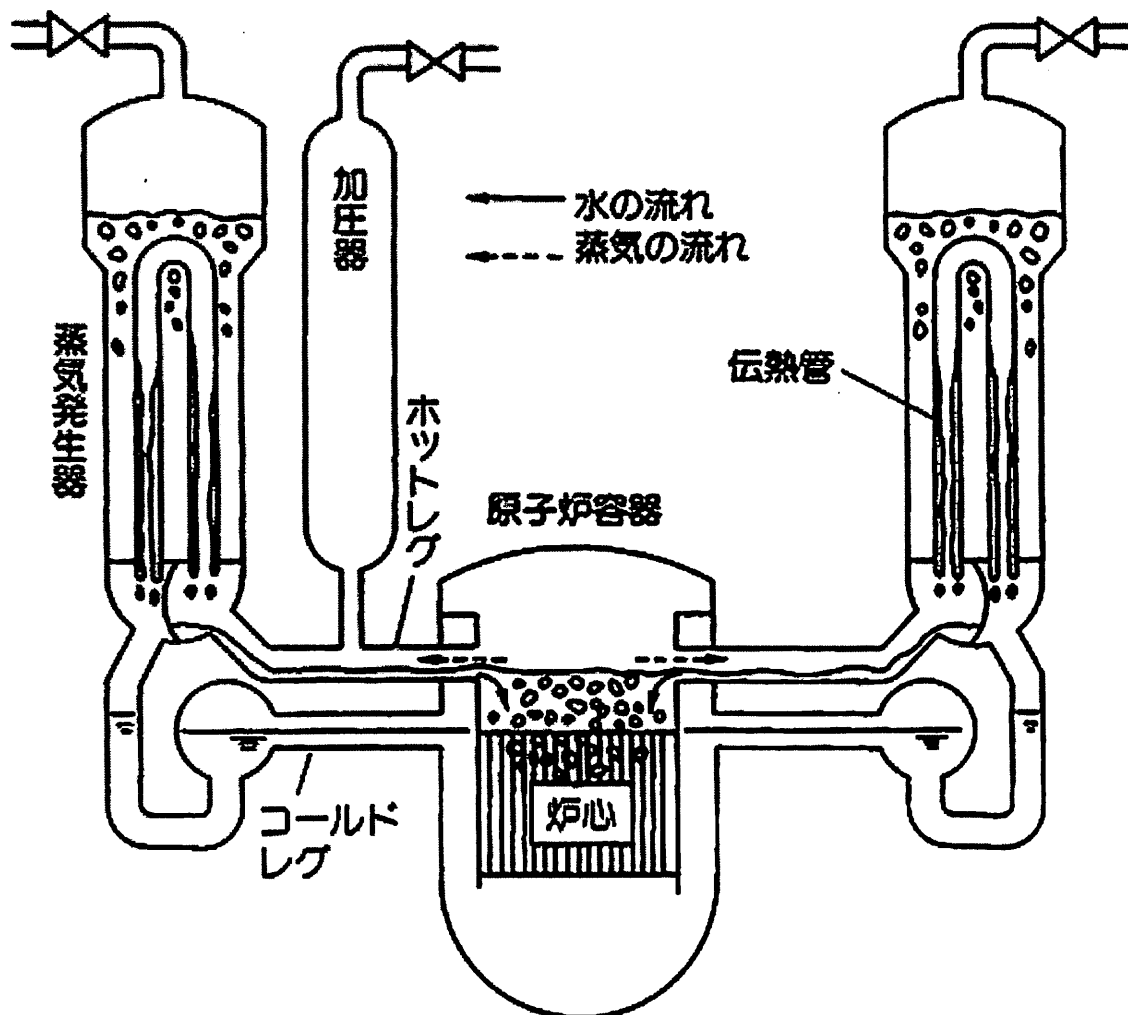
(6) 日本原子力研究所: 原子力安全研究の現状(平成3年)

TOP

[RISTトップページへ](#)

ATOMICA

[ATOMICAトップページへ](#)



ECCSに重大な故障が生じて冷却材の量が著しく減少した場合を想定した実験結果(原研)を概念的に示した

図3 PWRの小破断LOCA時の原子炉冷却材分布

[出典] 日本原子力研究所: 原子力安全研究の現状(平成3年)

ドライアウト**ドライアウト** どらいあうと

一般に、水分を完全に失って乾燥又は過熱状態になることをいうが、原子力分野では原子炉の燃料表面が蒸気流に覆われて伝熱能力が低下し、燃料表面温度が上昇する状態を指す。沸騰水型原子炉では、燃料の熱負荷によって冷却水が蒸発し、水と蒸気の混在する二相流が生じる。二相流中の蒸気の流量割合が大きくなると、燃料表面に沿って流れる液膜が破断して燃料表面が蒸気流に覆われ、燃料表面温度が上昇し始める。このように燃料表面温度が上昇し始める点を、ドライアウト点と呼ぶ。原子炉の事故時には、減圧、流量低下、水位低下などによりドライアウトを生じ、燃料破損に至るおそれがある。このため、燃料の健全性を評価する上で、ドライアウト現象の予測が重要である。

<登録年月>
2010年12月

[TOP](#)[RISTトップページへ](#)[ATOMICA](#)[ATOMICAトップページへ](#)

福島第一原子力発電所の状況

平成 24 年 2 月 2 日
東京電力株式会社

<タービン建屋地下のたまり水の処理>

◇高濃度の放射性物質を含むたまり水の処理設備及び貯蔵設備の状況

[処理設備]

- ・H24/1/17 18:42 セシウム吸着装置を起動。18:45 定常流量に到達。
- ・H24/1/29 12:06 第二セシウム吸着装置を起動。12:18 定常流量に到達。
- ・H24/2/2 8:36 第二セシウム吸着装置において、処理流量に低下傾向が見られることから、フィルタの洗浄を実施するため、同装置を一時停止。その後、11:12、同装置を起動。11:15、定常流量(約 36m³/h)に到達。
※今後もフィルタの洗浄を計画的に実施する予定。

[貯蔵設備]

- ・H23/6/8～ 汚染水・処理水を貯蔵・保管するための大型タンクを順次輸送、据付。

◇トレンチ立坑・各建屋地下のたまり水の移送状況

号機	排出元→移送先	移送状況
2 号機	・2 号機タービン建屋→集中廃棄物処理施設 [雑固体廃棄物減容処理建屋(高温焼却炉建屋)]	・1/30 16:05～ 移送実施中
3 号機	・3 号機タービン建屋→集中廃棄物処理施設 [雑固体廃棄物減容処理建屋(高温焼却炉建屋)]	・1/30 16:12～ 移送実施中
6 号機	・6 号機タービン建屋→仮設タンク	・2/2 10:00～16:00 移送実施

移送先	移送先の水位状況 (2/2 7:00 時点)
プロセス主建屋	水位: O.P.+ 3,860 mm(水位上昇累計:5,077 mm) 2/1 7:00 から 180 mm 下降
雑固体廃棄物減容処理建屋 (高温焼却炉建屋)	水位: O.P.+ 3,024 mm(水位上昇累計:3,750 mm) 2/1 7:00 から 360 mm 上昇

◇トレンチ立坑・タービン建屋・原子炉建屋の水位 (2/2 7:00 時点)

	トレンチ立坑	タービン建屋	原子炉建屋
1 号機	O.P.+ 850 mm (2/1 7:00 と同じ)	O.P.+ 2,802 mm (2/1 7:00 から 16 mm 上昇)	O.P.+ 4,271 mm (2/1 7:00 から 23 mm 上昇)
2 号機	O.P.+ 3,054 mm (2/1 7:00 から 2 mm 下降)	O.P.+ 3,028 mm (2/1 7:00 から 2 mm 下降)	O.P.+ 3,196 mm (2/1 7:00 から 2 mm 上昇)
3 号機	O.P.+ 3,011 mm (2/1 7:00 から 7 mm 下降)	O.P.+ 2,921 mm (2/1 7:00 から 11 mm 下降)	O.P.+ 3,219 mm (2/1 7:00 から 14 mm 下降)
4 号機	—	O.P.+ 2,937 mm (2/1 7:00 から 4 mm 下降)	O.P.+ 2,957 mm (2/1 7:00 から 15 mm 下降)

<放射性物質のモニタリング>

海水核種分析結果(参考値)

採取場所	採取日	採取時間	濃度限度比(倍)		
			ヨウ素-131	セシウム-134	セシウム-137
福島第一 5,6 号機放水口北側約 30m	2/1	8:35	ND	0.07	0.05
福島第一 1～4 号機放水口南側約 330m	2/1	8:15	ND	0.02	0.03
福島第二 1,2 号機放水口南側約 7km	2/1	8:00	ND	ND	0.02
岩沢海岸沖合 3km 下層	1/31	9:00	ND	0.02	0.01

- ・その他福島県沖合 9 地点(1/31 採取分)における主要 3 核種(ヨウ素-131、セシウム-134,137)は全て ND。なお、福島県沿岸 1 地点は、悪天候のため採取中止。

<使用済燃料プールの冷却> (2/2 11:00 時点)

号機	冷却方法	冷却状況	プール水温度
1号機	循環冷却システム	運転中*1	15.0 ℃
2号機	循環冷却システム	運転中	12.6 ℃
3号機	循環冷却システム	運転中*2	20.9 ℃
4号機	循環冷却システム	運転中	29 ℃

*1 システム二次系エアフィンクーラー:停止中, *2 システム二次系冷却塔:停止中

【2号機】・1/19 11:50～ 使用済燃料プールの塩分濃度を低減させるため、塩分除去装置の運転を開始。

【3号機】・1/14 15:18～ 使用済燃料プールの放射性物質除去のため、放射性物質除去装置の運転を開始。

<原子炉压力容器への注水・原子炉の状況> (2/2 11:00 時点)

号機	注水状況	給水ノズル 温度	原子炉压力容器 下部温度	原子炉格納容器 圧力
1号機	淡水注入中 (給水系:約48m ³ /h, 炉心スプレイ系:約1.9 m ³ /h)	24.0 ℃	24.4 ℃	104.8 kPaabs
2号機	淡水注入中 (給水系:約3.0m ³ /h, 炉心スプレイ系:約6.0 m ³ /h)	45.8 ℃	52.9 ℃	111 kPaabs
3号機	淡水注入中 (給水系:約3.0m ³ /h, 炉心スプレイ系:約6.0 m ³ /h)	41.5 ℃	51.4 ℃	101.6 kPaabs

【1号機】・2/2 10:35 原子炉注水の信頼性向上をはかるため、高台炉注水ポンプの注水ラインのうち、給水系配管に接続するラインのポリエチレン管への引き替えが完了したことから、給水系からの注水について、タービン建屋内炉注水ポンプから高台炉注水ポンプへ切替を実施。

15:15 原子炉への注水量の低下が確認されたため、給水系からの注水量を約4.2m³/hから約4.5m³/h、炉心スプレイ系からの注水量を約1.5m³/hから約2.0m³/hに調整。

【2号機】・2/2 10:55 原子炉への注水量について、給水系からの注水量を約3.9m³/hから約3.0m³/h、炉心スプレイ系からの注水量を約5.1m³/hから約6.0m³/hに変更*。

15:15 原子炉への注水量の低下が確認されたため、給水系からの注水量を約2.5m³/hから約3.0m³/h、炉心スプレイ系からの注水量を約5.2m³/hから約5.5m³/hに調整。

【3号機】・2/2 11:10 原子炉への注水量について、給水系からの注水量を約3.8m³/hから約3.0m³/h、炉心スプレイ系からの注水量を約5.2m³/hから約6.0m³/hに変更*。

15:15 原子炉への注水量の低下が確認されたため、給水系からの注水量を約2.5m³/hから約3.0m³/h、炉心スプレイ系からの注水量を約5.2m³/hから約5.5m³/hに調整。

※原子炉注水の信頼性向上に伴う高台炉注水ポンプの注水ラインについて、ポリエチレン管への引替が完了したことから、段階的に原子炉への注水量をについて変更しているもの。

【4号機】【5号機】【6号機】・特に変化なし

<その他>

・H23/10/7～ 伐採木の自然発火防止や粉塵の飛散防止のため、5、6号機滞留水の浄化水を利用し、散水を継続実施中。

・H24/1/11～ 集中廃棄物処理施設のプロセス主建屋と雑固体廃棄物減容処理建屋(高温焼却炉建屋)間のトレンチにおける放射性物質を含む水溜まりの発見(H23/12/18)を受け、発電所構内のその他のトレンチ等の点検を開始。

※日々の点検結果については別途参考配布資料を参照

・H24/1/31 22:30 頃 4号機原子炉建屋1階にあるジェットポンプ計装ラック内の計器テストラインからの漏えいを確認。

22:43 計装ラックに繋がる元弁を閉めたことにより、水の漏えいは停止。床面は瓦礫が散乱した状態であり、漏れた水の量は確認できた範囲で約6リットル。なお、原子炉建屋外への流出はなし。テストライン内の水を採取し、放射能濃度を測定した結果、漏れた水は原子炉ウェル水と推定。その後、スキマサージタンク水位の低下量から、漏れた水の量は8,500リットルと推定。

2/2 15:20 4号機原子炉建屋のパトロールを実施していた当社社員が、原子炉建屋1階北西コーナーで鉛筆芯1本程度の水が流れ出ていることを確認。漏れは原子炉ウェル補給水ラインからと思われ、当該系統の原子炉ウェルへの弁は全閉になっており、原子炉ウェル内からの水の漏えいではないと思われる。現在、詳細を調査中。なお、原子炉建屋外への流出はなし。

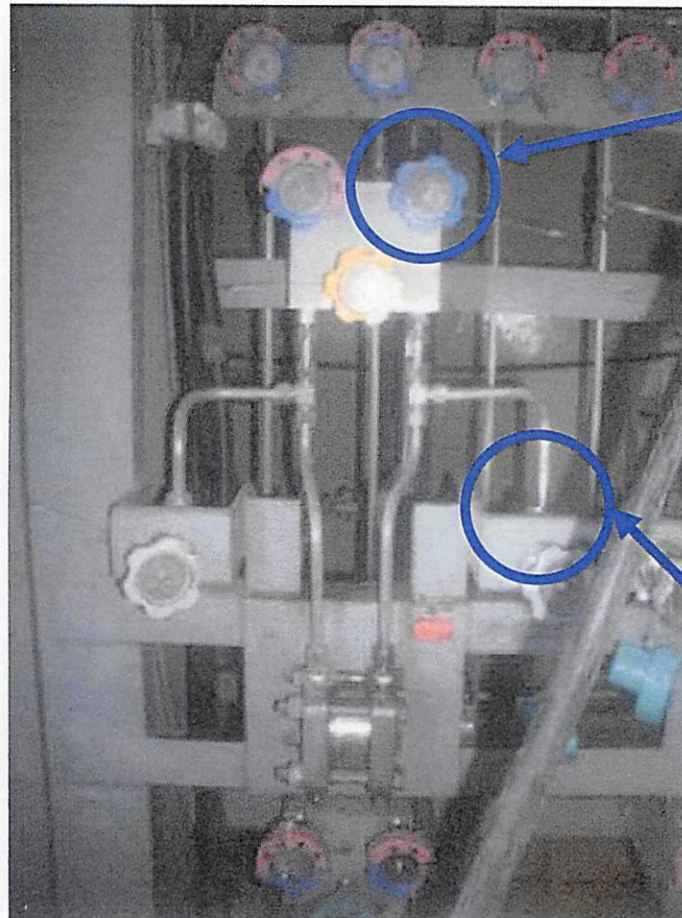
・H24/2/1 2号機原子炉格納容器ガス管理システムの気体のサンプリングを実施。分析の結果、当該システム入口でキセノン135が検出限界値(9.5×10⁻² Bq/cm³)未満であり、再臨界判定基準である1Bq/cm³を下回っていることを確認。

・H24/2/2 昨日(2/1)に本資料にてお知らせした以降、2/2 15:30 迄に新規で確認した水漏れは以下の通り。
・ろ過水を純水化する水処理建屋内の配管(排水ライン)の2箇所の弁(2/2 15:30 頃発見) ろ過水*:約0.5リットル
※ろ過水:ダムより取水した水

以上

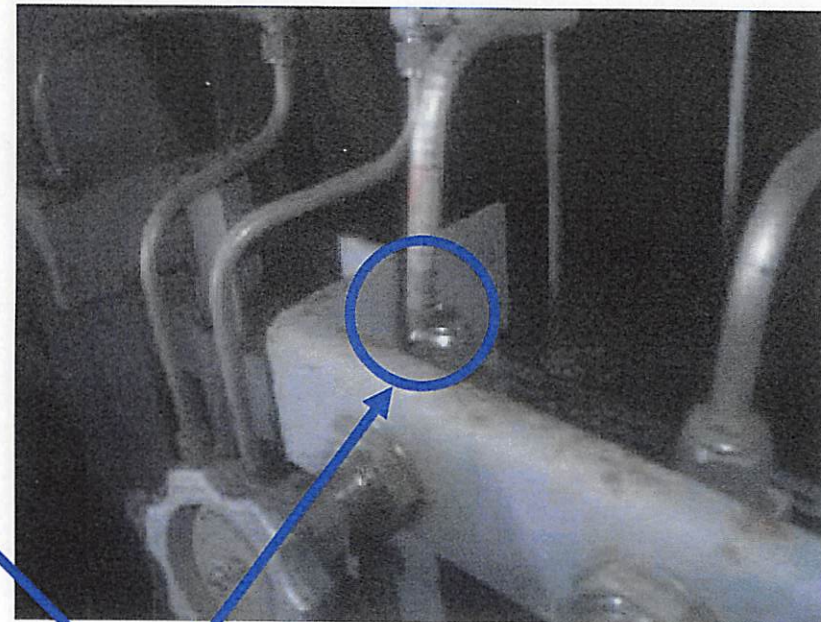
< 参考資料 >
平成24年2月1日
東京電力株式会社

福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋1階における水漏れ状況 (ジェットポンプ計測用配管テストライン)



ジェットポンプ計測用ラック

閉操作した弁



漏えい箇所の拡大図

漏えい箇所

撮影日：平成24年2月1日
撮影者：東京電力株式会社