U.D.C. 621.039.587.001.2: 621.039.534.4.004.63

# 中国電力株式会社島根原子力発電所納 非常用炉心冷却設備の性能解析

Performance Analysis of BWR Emergency Core Cooling System Designed for Shimane Nuclear Power Station, Chûgoku Electric Power Company



要

旨

中国電力株式会社島根原子力発電所 (BWR) 納めの非常用炉心冷却設備の性能解析結果を記述し、冷却能力 および多重性の面から系統設計の妥当性を明らかにした。

1. 緒

言

原子力発電所には原子炉1次系で想定される冷却材喪 失事故時に炉心が過熱状態に至るのを防止するため,非 常用炉心冷却設備(ECCS)が設置されている。 島根原子 力発電所の ECCS は外部 AC 電源の喪失と同時に冷却材 喪失事故の発生を想定してもじゅうぶん炉心冷却が達成 できるようになっている。系統の分析を行ない冷却材喪 失事故の結果を最も過酷なものにするような単一故障を 定義し,この場合の ECCS の性能を解析した。解析モデ ルは ECCS の性能試験結果および事故時の炉心損傷試験 結果を基礎としており,事故時の現象推移を安全側に予 測するものである。



# 2. 非常用炉心冷却設備とその機能

島根発電所の非常用炉心冷却設備 (ECCS) は次の各系 統で構成されている。

炉心	ヽスプ	レイ系	統	(CS)	——2系統
低」	王 注	水系	統	(LPCI)	——4系統
高月	王 注	水系	統	(HPCI)	——1系統
オー	トリリ	リーフ系	系統	(AR)	——1系統

図1はECCSの系統図を示したもので、このほかに給水系統および 原子炉隔離冷却系統 (RCIC)が ECCSのバックアップ系統として使 用可能である。

炉心スプレイ系統は,原子炉圧力が20kg/cm<sup>2</sup>g付近に低下した ときに炉心へ注水を開始し,燃料要素に冷却水をスプレイしかつ炉 心を再冠水(リフラッド)することにより事故後の炉心冷却を行なう ものである。大破断時には原子炉は急速に減圧されるので本系統に よる炉心冷却は短時間に行なわれる。原子炉圧力が比較的長期にわ たって高圧に保たれる中小破断時には,あとに述べるような事故後 の原子炉圧力減少機能をもつ高圧注水系あるいはオートリリーフ系 統の作動により原子炉圧力を低下させてから,本系統で最終的に炉 心を冷却する。

低圧注水系統は原子炉圧力約20kg/cm<sup>2</sup>g以下で冷却水を炉心シ ュラウド内部へ直接注入し、炉心をリフラッドすることにより事故 図1 ECCS の系統概要図

付近から10kg/cm<sup>2</sup>g 付近までの範囲にわたり定流量で冷却水を注 入する系統である。中小破断時に原子炉圧力を急速に減少させて炉 心スプレイおよび低圧注水系統による冷却を促進するとともに,原 子炉水位の維持を図ることを目的としている。

オートリリーフ系統は、リリーフ弁によって中小破断時に原子炉 圧力を積極的に減少させ、炉心スプレイあるいは低圧注水系統によ る炉心冷却を促進する。 この系統は HPCI のバックアップ系統で ある。

これらの系統は外部 AC 電源が喪失した場合にも,任意の破断面 積を仮定した冷却材喪失事故に対して,炉心冷却能力と多重性が維 持されるように図2に示すように構成されている。上記各系統は, それぞれの単独および共同運転時の性能解析結果によれば,図3の バーチャートに示すような性能範囲をもっている。本図から明らか なように,全破断面積に対して常に二つ以上の冷却系統が用意され ている。

# 3. 性能解析の基礎

```
後の炉心冷却を行なうものである。本系統は低圧時の冷却系統という点で炉心スプレイと類似しているが、リフラッド冷却を目的とする点で、スプレイ冷却を主目的とする炉心スプレイ系統とは原理を
異にする系統であるといえる。
高圧注水系統はこれらに対して、原子炉定格圧力(70.7 kg/cm<sup>2</sup>g)
* 日立製作所日立工場
```

6

島根発電所の ECCS の性能解析は、各系統に対する性能試験結果
と解析モデルを基礎としいる。
3.1 性能試験と解析への適用
3.1.1 スプレイ冷却試験
SAFE プロジェクトの一環として、昭和 38 年以来日立製作所において、36 ロッドアセンブリ加熱棒を用いた冷却試験を行な

中国電力株式会社島根原子力発電所納 非常用炉心冷却設備の性能解析 107



GE社は実寸法燃料要素を用いた試験を行なっている<sup>(4)</sup>。GE社 の試験では出力レベル,被覆の初期温度,チャンネルボックス内 外への流量,注水のサブクールなどを事故時に想定せられる条件 を含む広い範囲にわたり変化させて被覆温度が観測されている。 初期出力レベルの効果においては,出力の増加に伴って,被覆最 高温度の増加がにぶる傾向がみられ,また,スプレイ流量の効果 については日立のデータと同様に流量の被覆最高温度への影響は 微小であることが明らかにされている。

これらの試験で確認されたことは、被覆最高温度は初期出力に 比較的強く依存しているが、その他の変数の影響は小さい。特に 被覆初期温度の効果は初期温度が増加するほど弱まる傾向がみら れている。流量による効果が微小であるのは、水膜が形成される 以前の蒸気ふん囲気および隣接する燃料棒あるいはチャンネルボ ックスへのふく射による冷却効果が大きく、このため被覆温度上 昇が停止することによるものである。

#### 3.1.2 フラッディング冷却試験

LPCI は直接炉心を再冠水 (リフラッド) することを目的として おり, 炉心スプレイ系統も最終的には炉心をリフラッドする。この ときの冷却効果を調べるために実規模燃料要素を用いたフラッデ イング試験が行なわれた<sup>(4)</sup>。この試験から炉心がある一定の水位 までリフラッドされれば被覆表面温度が急速に降下することが明 らかにされた。冷却効果に最も強く影響するのは出力レベルとリ フラッド水位であり,両者には互いに一定の関係が存在すると考

1777	100%	166%	166%	HPCI AR, 2CS 4LPCI
想定単一故障	非常用電源(DEG)	CS	LPCI	
作動系統	HPCI, 1CS 2LPCI	HPCI,1CS 4LPCI	HPCI, 1CS 3LPCI	
	107791       想定単一故障       作動系統	100%       想定単一故障     非常用電源(DEG)       作動系統     HPCI, 1CS 2LPCI	100%     166%       想定単一故障     非常用電源(DEG)     C S       作動系統     HPCI, 1CS     HPCI,1CS       4LPCI     4LPCI	100%     166%     166%       想定単一故障     非常用電源(DEG)     C S     L P C I       作動系統     HPCI, 1CS     HPCI, 1CS     HPCI, 1CS       4L P C I     3L P C I

図2 ECCSの構成と単一故障時の作動モード



ってきた<sup>(1)(2)</sup>。アセンブリの形状は島根発電所用燃料要素とは異 なるものであったが冷却効果の本質をじゅうぶん表わしうるもの であり、島根発電所用燃料要素と同一寸法のものを用いた GE 社 の試験結果と類似の結果が得られている。日立製作所の試験では 加熱表面の水膜移動機構が明らかにされ<sup>(3)</sup>,これにより最終的に 加熱表面が水膜によって飽和温度付近まで降下する時刻が予測で きるようになった。しかし表面温度上昇は水膜が形成される以前 に停止しており、フォグ冷却とふく射冷却が被覆最高温度を抑制 することが示された。このことは実験範囲ではスプレイ流量の効 果が被覆最高温度に大きく影響しないという実験結果にも反映さ れている。 えられる。定常リフラッド試験の結果からアセンブリの出力レベ ルとリフラッド後の被覆温度上昇を抑制するのに必要な水位の関 係が明らかになった。これによれば出力レベルが高いほど必要水 位は低くなる関係にあり、このことは燃料の冷却がフラッシング

> で撹乱(かくらん)状態となった冷却水への対流熱伝達 によることを示すものである。試験結果によれば島根 発電所の出力レベルに対しては必要リフラッド水位は 1/3 炉心程度となるが性能解析では 1/2 炉心がリフラ ッドされるまでの炉心冷却を無視し,より大きな安全 度を見込んでいる。

#### 3.1.3 高圧注水系の減圧効果

高圧注水系統の減圧効果は注入冷却水が飽和水と蒸 気から熱を得て,飽和水-蒸気の平均エンタルピを低 下させることに起因している。減圧効果が最も大きく なるのは注入冷却水が飽和水と完全に平衡となる場合 であり,逆に飽和水から注入冷却水への熱伝達がない とすると減圧は起こり得ない。減圧効果をみるために 70 kg/cm<sup>2</sup>g の飽和圧力ふん囲気へ常温の水を注入す る試験が行なわれた<sup>(5)</sup>。これによれば熱伝達は噴流状 態の冷却水へふん囲気から直接熱移動する形で行なわ れ,飛散液滴,あるいは構造物上に形成される水膜を通

しての熱伝達の寄与は少ないことが明らかとなった。 注水後の圧力降下のデータから,注入冷却水はごく短時間にほぼ 完全に圧力容器内の飽和水-蒸気と平衝に達すると考えてよいこ とがわかった。性能解析ではこれに基づいて注入冷却水は圧力容 器内で瞬時に熱的平衡に達するものとした。

## 3.2 解析モデル

冷却材喪失事故時の圧力容器内の状態変化は大破断と小破断とで 異なる。小破断ではブローダウンによる過渡変化はじゅうぶんにゆ るやかであり、電源喪失事故時の挙動に類似している。破断面積が 大きくなるほど、ブローダウンの影響が顕著となり再循環系配管破 断において最もきびしくなる。 小破断では各時刻ごとに、質量とエネルギ収支を計算し、これと

7

108 日 立 評 論





図5 再循環系配管破断時の過渡現象

するときの応力と被覆温度との関係が明らかにされた。この結果を 用いて,炉心内の燃料内圧分布と事故後の被覆温度とからパーフォ レイションが起こる燃料本数を求めた。

## 4. 性能解析結果

島根発電所の ECCS は図 2 に示すような構成になっており,単一 故障を想定した場合に本構成の ECCS が冷却材喪失事故時に示す性 能を解析した。発電所は冷却材喪失事故時に外部 AC 電源からしゃ 断されていると仮定し,駆動用電源としては非常用ディーゼル電源 とバッテリのみを考える。この場合に想定される最も過酷な単一故 障は,非常用ディーゼル1台の不作動を仮想する場合であって,健 全な冷却系統は炉心スプレイ,LPCI, HPCI およびオートリリーフ である。さらに破断の位置を考察することによって ECCS の作動 モードは図 4 のように分類される。

図4 単一故障一ディーゼル電源喪失

飽和条件を表現する状態方程式とから温度,圧力を求める。水位は 質量と圧力および圧力降下速度とから膨張水位を求めるモデル<sup>(6)</sup>を 用いて計算し,炉心温度計算のインプットとした。小破断では現象 継続時間が長いため大部分の期間は炉心流量が自然循環に移行した 状態となっているが,この流動による炉心冷却の効果を無視し,水 位とスプレイによる冷却のみを考慮した。

大破断ではブローダウンの圧力および炉心流量に対するフィード バック効果が大きくなり、また現象継続時間が短いのでこの間の炉 心冷却は炉心流量に大きく依存する。解析モデルでは圧力容器と再 循環系統を含めた1次系を多領域に分割し、各領域でのエネルギと 質量の収支を計算し、この結果と微小時間における状態方程式とか ら領域内の温度、圧力を求めた。炉心流量は各領域の圧力および流 体と再循環ポンプの慣性を考慮した運動量方程式から決められる。 少なくとも臨界熱流束比(MCHFR)が1よりも大きいときには、 すべての燃料は核沸騰で冷却されているので、安全側に考えて事故 後、MCHFR≥1の期間の燃料表面熱伝達率は JENS-LOTTES の 式から計算したものを用い、それ以降炉心スプレイが定格となる か、水位が1/2 炉心まで回復するまでの間を断熱状態と仮定した。

燃料温度は、炉心全体を半径方向、縦方向の出力分布に応じて分割し、さらに燃料アセンブリ内の局所出力分布を模擬するため49本の燃料棒をピーキングファクタに応じてグループ分けした多領域 モデルで計算した。燃料内部の温度分布は熱伝導の式を解いて求め 4.1 破断位置が炉心スプレイ注入配管または

#### 給水配管以外の場合

作動する ECCS は炉心スプレイ1系統,LPCI ポンプ2台および HPCI である。この場合の ECCS の性能を最大破断(再循環系配管 の完全破断)以下のすべての破断面積に対して解析した。

破断面積が 0.08 m<sup>2</sup> より大きくなると減圧速度が速く, HPCI が 作動する以前に原子炉圧力がじゅうぶん低くなるので炉心スプレイ と LPCI の両者で炉心が冷却される。 また 0.01 m<sup>2</sup> 付近より大きな 破断領域ではこれら低圧で作動する系統のみで炉心冷却が達成さ れることが明らかとなっている。 全破断中, 最も過酷な結果を与 える再循環系配管破断時の現象推移を示したのが図5である。原子 炉圧力は事故後約30秒で格納容器ふん囲気圧力に等しくなり、冷 却水もこの時点で流出し終わっている。 炉心スプレイは事故後30 秒で定格となり圧力容器のリフラッドが始まる。 さらに 43 秒後に は2台の LPCI ポンプからの注入量が定格となるため、リフラッド 速度が加速され、水位は143秒後に1/2炉心まで回復する。被覆最 高温度は事故後の約10秒間は降下しているが、これはこの間に持続 している炉心流量によって核沸騰による冷却が維持されている(す なわち, MCHFR が1以上である)ことによる。その後, 炉心スプレ イが定格となる30秒までは安全側に断熱を仮定したため温度上昇 がみられている。スプレイ冷却が始まると温度上昇速度はゆるやか となり、1/2 炉心がリフラッドされた以降は急速に冷却されている。 事故を通じての被覆最高温度は850℃であるから、被覆材(ジルカ ロイ-2)が蒸気との化学反応において活性となる温度(約1,100℃) よりもじゅうぶん低く、蒸気と反応するジルカロイ-2の重量は炉 心装荷重量の 0.01% 以下である。 破断面積の範囲 0.005~0.08 m<sup>2</sup> では HPCI の減圧促進効果がみら れている。この範囲での過渡変化の例を示したのが図6である。事 故後,シュラウド内外の水位は急速に減少するが原子炉圧力の減少 は比較的ゆるやかである。HPCI が作動し始めると急速な減圧が始

た。このモデルでは被覆の水-金属反応も考慮され, Baker の式<sup>(7)</sup> が用いられている。燃料棒表面からの熱伝達には対流熱伝達とふく 射熱伝達とを考慮し, 水位, 炉心流量, スプレイなどによる冷却効 果が模擬できるようになっている。 パーフォレイションについては, GE 社による冷却材喪失事故を 模擬したジルカロイ被覆の破壊試験<sup>(8)</sup>から被覆材がパーフォレイト

8

中国電力株式会社島根原子力発電所納 非常用炉心冷却設備の性能解析 109

非常用電源1系統正常, ECCS (HPCI, 1CS, 2LPCI) 非常用電源1系統正常, ECCS (オートリリーフ, 1CS, 2LPCI) 液相破断,破断面積 0.014m<sup>2</sup> 液相破断.破断面積 0.0037m<sup>2</sup> 一炉心スプレイ作動 120 - 炉心スプレイ作動 120 80 -LPCI作動 80 -HPCI作動 オートリリーフ作動 LPCI作動 心スプレイ流量 炉心スプレイ流量-16 16 炉心スプレイ定格 100 炉心スプレイ定格 100 70 70 14 14 (%)  $(kg/cm^2 g)$ 60 60 シュラウ シュラウド  $(kg/cm^2g)$ 80 流量 80 12 E 内側水位 外側水位 ュラウド内側水位 (**H** 110 世 50 50 F 10 白 H 炉心頂上水位 60 × 炉心頂上水位 炉心ス 60 原子炉圧力 40 臣 8 × 8 4 シュラウド外側水位 30 30 原 40 -40 炉心底部水位 炉心底部水位 20 20 原子炉圧力 原子炉圧力 -20 20 10 2 10 10 01 70 01 300 600 900 300 600 900 事 故 後 の 時 間 (S) 事故後の時間(S) 中破断時の過渡現象 図 6 図7 給水配管破断時の過渡現象

まり、これに伴う減圧沸騰による膨張効果と、HPCI による補給水 によってシュラウド内外の水位は再び上昇している。このように HPCI は原子炉水位を維持することにより炉心冷却時間を延長させ

非常用電源1系統正常 ECCS (HPC1, 2LPCI) 液相破断, 破断面積 0.014m<sup>2</sup>

(%)

流量

2

炉心ス

ると同時に,原子炉圧力を積極的に下げることにより,炉心スプレ イとLPCIの注入開始時刻を早める効果をもっている。いったん上 昇した水位は,その後炉心スプレイ,LPCIが作動するまで再び降 下しているが,これは HPCI が作動した後の減圧速度がほぼ一定で あることおよび破断口からの流出効果によるものである。しかしシ ュラウド内側の水位はジェットポンプ入口付近(2/3 炉心)以下には 下がっていない。このことは炉心の冷却を行なうのに必要な水位は 維持されており,シュラウド外側の冷却材が先に流出していること を示すもので,BWR の安全に関する一つの特徴となっている。

破断面積が 0.008 m<sup>2</sup> 以下のときには、炉心スプレイあるいは LPCI の助けを必要としないで、事故後 1,000 秒以上の間、原子炉 水位(シュラウド内側)を炉心頂上以上に保つことができ、この間 に炉心を冷却することができる。最終的には HPCI による減圧効果 により、炉心スプレイと LPCI が 作動し水位は炉心頂上以下に低下 することはない。

#### 4.2 給水配管の破断

HPCI は給水配管の一部を経由して給水スパージャから注水を行 なう。給水配管が格納容器内側隔離弁より原子炉側で破断すると冷 却材喪失事故になると同時に HPCI の効果がじゅうぶんに期待でき なくなる。破断は小漏えい程度にしかならないものから給水配管の 完全破断(破断面積 0.0037 m<sup>2</sup>)まで想定されるが、すべての場合に HPCI の効果を無視し、バックアップであるオートリリーフの作動 を仮定した。破断後の原子炉水位(シュラウド外側)が給水スパー ジャより下になると,流出水は蒸気に切り換わり,減圧が加速され るとともに、流出量が急減するのでその後の水位の降下はゆるやか となる。しかし安全側の結果を得るために蒸気ブローダウンへの切 り換えを無視した解析を行なった。図7は過渡変化を示したもので ある。オートリリーフ作動と同時に原子炉圧力は急速に低下し始め, 水位は減圧沸騰により上昇する。この効果により原子炉水位は維持 され、さらに炉心スプレイ、LPCI の作動時刻が早められている。 4.3 炉心スプレイ配管の破断 炉心スプレイ配管が格納容器内側隔離弁の原子炉側で破断した場 合にはスプレイ効果が完全には期待できない。破断は微小漏えい程



度のものから完全破断(破断面積 0.014 m<sup>2</sup>)まで考えられ、この範囲で HPCI と 2 台の LPCI ポンプによる冷却効果を解析した。破断面積が小さい範囲であるため、これらの系統により炉心冷却が達成されることが明らかとなった。破断後の過渡変化は図8に示すとおりである。

## 5. 結

島根原子力発電所の ECCS の系統を分析し単一故障を想定したと きの各系統の作動モードを明らかにした。最も過酷な結果を与える 単一故障(非常用 AC 電源1系統不作動)の場合を取り上げて冷却

言

9

材喪失事故時の ECCS の性能を解析した。解析でクレジットをとっ た ECCS の効果はすべて性能試験で確認されているものである。 性能解析で明らかにした島根発電所の ECCS の特徴を要約すれば次 のようになり,非常に安全であることが判明した。 (1) すべての破断面積に対して二つ以上の冷却手段が用意され ている。

- 110 日立評論
  - 外部電源の停電および冷却材喪失事故の発生を同時に想定 (2)し, さらに単一故障を仮定しても炉心冷却は余裕をもって 達成される。
  - 最も過酷な冷却材喪失事故は再循環系配管の完全破断の場 (3)合であるが,このときの被覆温度は,ジルコニウムの化学 反応が活性化する温度に比べてじゅうぶんに低い。
  - (4) 最大破断以下の全破断面積に対して破断後の燃料ヒートア ップ計算を行なった。その結果,安全側に評価しても,再 循環系配管における大破断時に若干のパーフォレイション がみられるが、それより小さな破断面積ではパーフォレイ ションは起こらないことがわかった。
  - (5) 燃料被覆のパーフォレイションは最大破断(再循環系配管 の完全破断)時に最も過酷となるが、この場合にも数パー セントの燃料棒にしか生じない。したがって,設置許可申 請で評価された被曝(ばく)線量には少なくとも 20~2,000 倍の余裕が見込まれている。

#### VOL. 53 NO. 2 1971

#### 考 文 献

- (1) A. Yamanouchi: J. Nucl. Sci. Tech., 5 (10), 498 (1968)
- A. Yamanouchi: J. Nucl. Sci. Tech., 5 (11), 547 (1968) (2)
- (3) 山内: 機械学会論文集(第2部), 34 (266), 1756 (昭43-10)
- (4) F. A. Schraub, J. E. Leonard: Core Spray and Core Flooding Heat Transfer Effectiveness in a Full Scale Boiling Water Reactors, APED-5529 (1968)
- A.E. Rogers, J.E. Torbeck: Depressurization Perfor-(5)mance of the General Electric Boiling Water Reacter High Pressure Coolant Injection System, APED-5447 (1969)
- (6) F. J. Moody: Liquid/Vapour Action in a Vessel During Blowdown, APED-5177 (1966)
- (7) L. Backer, Jr., L.C. Just: Studies of Metal Water Reactions at High Temperatures III Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reactions, ANL-6548 (1962)
- (8) F.A. Schraub, R.G. Bock: Fuel Rod Failures During Simulated Loss-of-Coolant Conditions, APED-5479 (1968)



特許 第569316号 (特公昭44-23744号)

# 高炭素高クロームバナジウム系耐摩耗性鉄合金

 $\mathcal{O}$ 

紹

10

許

高炭素高クロームバナジウム系鉄合金は,高硬度で組織中にかた い炭化物粒子を多数有していて、この炭化物粒子の大きさにより耐 摩耗性が支配されるため,従来は鋳湯後の冷却速度を遅くするよう な肉厚,保温あるいは熱処理を行なって炭化物を大きく晶出させる ようにしているが、その大きさは図1に示すように限界があるばか りでなく、マトリックスも著しく劣化して材質の脆化(ぜいか)を招 く欠点があった。

この発明は上記欠点を除去したもので、C2.60~3.00%、Cr16~ 20%, V1~2%, Si 2.6~4.5%, 残部鉄からなることを特長とする。 図2はC2.62%, Cr 16.7%, V1.12%, Si 2.60%, 残部 Fe のもの の顕微鏡写真,図3はC2.63%,Cr16.53%,V1.16%,Si4.35%,

残部 Fe のものの顕微鏡写真,図4はC3.10%, Cr 20.31%, V1.18 %, Si 4.35%, 残部 Fe のものの顕微鏡写真である。 この図から明 らかなように, Siの添加量が増大するにしたがって炭化物の粒子が 大きく晶出する。この炭火物の増大率は普通の熱処理などでは得ら れないほど著しく大きく,図4では図1の炭化物よりも約5倍も大 きいことが認められる。

この発明によれば, 高炭素高クロームバナジウム系鉄合金などの 炭化物を冷却速度に依存しないで, またマトリックスを粗大化しな いで著しく大きく晶出させることができるから、耐サンドエロージ ョン性のすぐれた鋳造品を製作できる顕著な効果がある。(野村)



図 1





 $\times 400 \times \frac{2}{3}$ 

 $25 \mu$ 

义 2

