新型転換炉原型炉「ふげん」の非常用炉心冷却系 Engineered Safeguard Systems for the Prototype Heavy Water Moderated Boiling Light Water Cooled Reactor ``FUGEN''

現在,動力炉・核燃料開発事業団を中心に,重水減速沸騰軽水冷却型の新型転換 炉原型炉「ふげん」の建設が進められている。「ふげん」の安全設計,特に冷却材喪 失事故に対する解析手法や,冷却材喪失事故時に炉心の安全性を保つために設けら れた非常用炉心冷却系(ECCS)の評価は,炉心部が多数の圧力管群で構成されて いるため従来の軽水炉と異なる点が多い。本稿は、「ふげん」の非常用炉心冷却系の 概要と,昭和49年5月に軽水炉に対して提案された非常用炉心冷却系の新評価指針 に対する適合性についての検討結果を紹介するものである。検討結果によると、冷 却材喪失事故時の被覆管最高温度は、燃料の変形を考慮しても990℃であり、指針 の基準値1,200℃を十分に下まわっており、現在の非常用炉心冷却系設備で十分炉 心の安全性が保たれることが確認できた。

加藤英止*	Hidemasa Kato
真野多喜夫**	Takio Mano
升岡龍三**	Ryûzô Masuoka
川 部 隆 平***	Ryûhei Kawabe

1 緒 言

現在,動力炉・核燃料開発事業団を中心として,重水減速 沸騰軽水冷却の新型転換炉原型炉「ふげん」(以下,「ふげん」 と略す)の建設が進められており,日立製作所はその主務会社 素ガスの巻込みを防止するため通常14.5m³の冷却水が保有されている。

HPCIは, 原子炉一次冷却系の中・小破断事故による冷却

業務の一部として、安全設計・安全評価を担当している。重 水型原子炉の特色として炉心部が多数の圧力管群で構成され ているため、その安全設計、特に冷却材喪失事故に対する解 析手法や非常用炉心冷却系の設計手法は従来の軽水型原子炉 と異なる点が多い。本稿は、「ふげん」の冷却材喪失事故時に 炉心の安全性を保つために設けられた非常用炉心冷却系の概 要と、昭和49年5月、軽水炉に対して提案された非常用炉心 冷却系の新評価指針に対する適合性についての検討結果を紹 介するものである。

2 系統の概要と基本方針

「ふげん」では、いかなる状態の冷却材喪失事故時にも燃料被覆の溶融を防止し、更に、これに伴うジルコニウム・水反応を抑制するために非常用炉心冷却系(以下, ECCSと略す)が設けられている。この系統は、急速注水系(以下, APCIと略す)、高圧注水系(以下, HPCIと略す)及び低圧注水系(以下, LPCIと略す)の3系統から成り、原子炉冷却系のいかなる状態の破断に対しても有効に作動する。「ふげん」の工学的安全防護設備の構成を図1に示す。

APCIは、原子炉一次冷却系の大破断事故時にHPCI、又 はLPCIが作動する前に、原子炉の圧力降下を利用して蓄圧 器内に保有された冷却材を急速に一次冷却系内に注入し、炉 心再冠水(リフラッド)により燃料の溶融を防止する目的で設 けられたものである。蓄圧器内の冷却材は常時窒素ガスによ り加圧されており、破断事故信号〔蒸気ドラム水位NWL(通 常水位)-400mm、原子炉水位NWL-4,000mm、主蒸気流量 「高」のいずれかと蒸気ドラム圧力55kg/cm²gが同時に生じた 場合〕により蓄圧器出口弁が開き、窒素ガス圧力と原子炉一次 冷却系間の圧力差を利用して、LPCI配管を通して破断ルー プの下部ヘッダに注入される。蓄圧器内有効保有水量は、1 系統で炉心再冠水を行なえるに十分な12m³であり、注水時窒 材喪失時に、蒸気ドラム水位が低下して燃料被覆が溶融する のを防ぐために、ポンプにより復水貯蔵タンク内に保有され た冷却材を噴霧状に蒸気ドラム気相部に注入し、一次系の圧 力を速やかに低減しLPCIによる再水浸の時間を短縮するた めに設けられている。本系統は破断事故時、原子炉水位低 (NWL-4,000mm)の信号により蒸気ドラムに注水を始め蒸 気ドラム圧力約80kg/cm²gから30kg/cm²gの範囲で注水を行



図| 「ふげん」の工学的安全防護設備の系統構成 「ふげん」の工 学的安全防護設備は,非常用炉心冷却系として,急速注水系(APCI),高圧注 水系(HPCI)及び低圧注水系(LPCI),並びに補助炉心冷却系として隔離冷却系 (RCIC),余熱除去系(RHR),蒸気放出プール冷却系(SRPC)及び格納容器ス プレイ冷却系(CSC)により構成され,冷却材喪失事故時などにおける炉心の安 全性を確保している。

41

* 動力炉·核燃料開発事業団ATR本部 主任研究員 ** 日立製作所日立工場 *** 日立製作所日立研究所

944 日立評論 VOL. 57 No. 11(1975-11)

ない,以後LPCIに引き継ぐ。注水量が増加して蒸気ドラム 水位が回復すれば,蒸気ドラム水位高(NWL+200mm)の信 号により注水を停止する。このとき,破断の生じていないル ープは,隔離冷却系(RCIC)により冷却が行なわれる。

LPCIは、原子炉一次冷却系破断事故による冷却材喪失時に、大口径破断の場合はAPCIと、また小口径破断の場合は HPCIと共同して燃料の健全性が著しく損なわれないように する目的で設けられている。本系統は、破断信号(前述)によ り注水ポンプを駆動し、蒸気ドラム圧力が40kg/cm²g以下に なると、復水貯蔵タンクの水を破断ループの下部ヘッダに注

表 | 各系統の主な仕様値 各系統は、それぞれ独立な2系統より構成され、且つ | 系統でも十分目的を達成するだけの容量を備えている。

系 統	1	項目		諸	元
	系	系 統		2	
急速注水系	蓄 圧 器	台 数		1/系統	
		注 入	量	12m ³ /系統	
APCI		加圧力	バス	窒	素
		最高使用圧力		82kg/cm ² g	
	系 統		数		2
	運転開始圧		E カ	80kg/cm ² g	
高圧注水系	系	統 流	量	約90m ³	/h/系統
HPCI	注高水ポ	形	走	電動相	幾 駆 動
		台	数	1/	系統
	プ圧	全 揚	程	80 kg	/cm ²
	系	統	数	Talks - 1	2
	運転開始圧		Εカ	40kg/cm ² g	
低圧注水系	系	統 流	量	約390m ³	/h/系統
LPCI	注低	形	定	電動相	幾 駆 動
	ポ	台	数	1/	系統
	プ圧	全 揚	程	40 kg	/cm ²

水する。また,復水貯蔵タンクのバックアップとして蒸気放 出プールの水を利用できる系統を備えている。

APCI, HPCI, LPCI各系統は, それぞれ独立な2系統 から成り, 1系統でも十分な冷却能力をもち, また系統を構 成する機器はいずれも高い信頼性をもっており, 冷却材喪失 事故の影響によっても系統の能力が損なわれないよう考慮さ れている。更に, 各系統は原子炉運転中においても, 運転可 能性及び機能については定期的に試験ができるように設計さ れている。各系統の電源はすべて, それぞれ独立した非常用 母線に接続され, 外部電源がない場合でもその機能になんら 支障を来さないようにされている。表1に各系統の主な仕様 を, 図2に作動設定点を示す。

图 冷却材喪失事故(LOCA)解析手法

3.1 解析手法及び解析コード群

原子炉一次冷却系の冷却材喪失事故時の安全性を評価し、 ECCSの設計の妥当性を評価するには、一次冷却系の破断 現象を十分に明らかにするとともに、ECCSの作動特性を 把握する必要がある。「ふげん」は冷却材として、70kg/cm²前 後の沸騰軽水を用いる点で在来の軽水炉(BWRなど)に類似 しているところが多く、解析についてもかなりその技術を活 用できるが、燃料が圧力管内にあるいわゆる圧力管構造であ るため、それを考慮した解析が必要である。ブローダウンに 伴う冷却材の挙動やECCSの作動は、以下に述べる解析コ ード群により評価されるが、この評価に当たってこれらの解 析コード群は、5.で述べる非常用炉心冷却系の新評価指針を 満足し得るよう補足され、また動力炉・核燃料開発事業団大 洗工学センターにおける実規模破断実験装置による各種破断 実証実験結果と対比検討のうえ、改良及び不確定パラメータ の決定がなされその信頼性が確かめられている。

冷却材喪失事故時の安全性を評価する解析コード群と、各 コード間の相関を図3に示す。SENHORコードは、圧力管



図2 ECCS作動設定点 APCIは蒸気ドラム圧力55kg/cm²g

と蒸気ドラム水位NWL-400mm又 は,NWL-4,000mmが同時に出る と注水を開始し,HPCIは蒸気ドラ ム水位NWL-4,000mmで注水を開 始する。また,LPCIはAPCIと同時 に作動を始めるが,有効に作動する のは蒸気ドラム圧力が40kg/cm²g 以下に低下した後である。

42

10 ·10 RHR作動

OL

400 APCI, LPCI 注水作動(LL₃) -400 (ドラム圧とインターロック)

-4.0004.000 APCI注水作動(ドラム圧力とインターロック) HPCI注水作動(原子炉水位低) LPCI注水作動(ドラム圧力とインターロック)

破断の条 仕 itia " 建重 度 2X 教 四目 ブローダウン解析 (SENHOR) 記书 炉心流量時間変1 1 弥逸 N P 設計仕様値 齿 Η 再冠水解析 過渡パラメータ (FL00D) ECCS 仕 様 値 口管流量 派量 設計仕様値 燃料棒温度解析 水 (LOTUS) 過渡パラメータ 下返日時の ッ度 蒸料ペト び被覆追り 間変化 被覆材酸化量 設計仕様 燃料変化時の温 度解析 故状態 (TAC)

g:重力加速度 S:スリップ比 v_i:流速

Q:伝熱量

また、同じく基礎式(1)、(2)を基にSENHORコードから圧力 変化などの状態量を入力として、APCIを主体としたECCS の作動解析コードFLOODにより炉心再冠水時間が求められ る。ブローダウン解析コードSENHORとECCS作動解析コ ードFLOODから得られた熱水力学データ及び再冠水時間を 基にLOTUS^(*1)コードにより燃料棒の温度、ジルコニウムー 水反応量などの過渡変化が求められる。

LOTUSコードでは、次の伝熱の式を基礎とし、燃料棒間の輻射をも考慮している。

 $\nabla k \nabla T + q = \rho C \frac{\partial T}{\partial t} \cdots (4)$ ここで、 k : 熱伝導率 q : 発熱密度 C : 比熱 T : 温度 \rho : 密度 t : 時間

更に燃料被覆管が変形し圧力管と接触などを起こすと予想される場合には、詳細熱伝達解析コードTACにより二次元、あ

→バルーニング燃料棒温度分布

図3 安全解析コード相関図 各コードは第5章で述べるECCSに対 する新評価指針を満足するよう補足され、また実規模実験装置による実験結果 と対比検討することにより、改良及び不確定パラメータの決定がなされ、その 信頼性が確かめられている。

型原子炉のブローダウン解析コードであり、蒸気ドラム、下 降管、再循環ポンプ、下部ヘッダ、入口管、圧力管、上昇管、 主蒸気管などから成る一次冷却系をモデル化し、次の準定常 な流体に関する基礎式(1)、(2)、(3)を解き、ブローダウン時の 原子炉冷却系内の熱水力学的な挙動及び燃料の温度挙動を解 析する。

SENHORの基礎式

(a) 質量保存則

過渡パラメータ

 $\frac{d G}{d Z} = 0 \cdots (1)$

(b) 運動量保存則

$$\frac{d}{dZ}\left[\frac{G}{g}\left(1-x+Sx\right)v_{l}+P\right]=-F$$
(2)

(c) エネルギー保存則

$$G\frac{d}{dZ}\left[x\left(\frac{S^2 v_l^2}{2g} + H_g\right) + \left(1 - x\right)\left(\frac{v_l^2}{2g} + H_l\right)\right] = Q\cdots(3)$$

ここで、G:質量流量
P:圧力
x:クオリティ

F:外力

るいは三次元的な温度分布の過渡変化を求めることができる。

3.2 解析コードと実験値の比較

前記の解析コードを実機に適用するには、実験値と解析値 とを比較して精度評価を行なっておく必要がある。このため、 動力炉・核燃料開発事業団は大洗工学センター内ATR安全性 実験室において、ほぼ実規模の実験装置により、下降管、主 蒸気管、圧力管及び入口管の破断事故実験を行なっている。 これらの実験結果と解析コードによる計算結果とを比較し、 解析モデル・計算式の妥当性を証明すると同時に、解析から では定められない各種のパラメータの決定を行なってきた。 実験装置は「ふげん」の一次冷却系を模擬したもので、蒸気 ドラム、下部ヘッダ及び圧力管群を結ぶ循環系で構成され、 これに循環ポンプ1台、実験用の予熱器2基が設置されてい る。蒸気ドラムは、内径約1.5m、長さ約4.7mの横置き円筒



43

 H_g , H_l : 気相, 液相エンタルピ Z:流れに沿った系の座標

(*1) LOTUSコードは,1970年度に日本原子力研究所で「ふげん」破 図4 実験値と解析値の比較 蒸気ドラム圧力・燃料表面温度とも良 断事故時,燃料温度解析用に開発されたコードである。 好な一致を示す。

946 日立評論 VOL. 57 No. 11(1975-11)

形で、内部には気水分離器が取り付けられている。炉心部分に相当する圧力管群は、実物大の圧力管25体で構成され、うち5体は28本クラスタによる電気加熱模擬燃料集合体が挿入され、1集合体当たり200kWの均一発熱を行なうことができる。他の20体の圧力管内には、圧力管内の流路面積を等しくするため非加熱模擬燃料体が挿入されている。

以下に冷却材喪失事故としては最も厳しいと考えられる下 降管破断事故実験とSENHORコードによる解析結果との比 較を示す。実験は下降管中央部で100mm¢の破断が起こった ことを想定したものである。図4に破断発生後の蒸気ドラム 圧力,模擬燃料温度変化を示す。同実験では逆止弁の閉鎖を 模擬してあるため、下部ヘッダから破断口への逆流は起こら ない。蒸気ドラムから水が流出するに従い系の圧力は緩やか に減少するが、20秒後にドラム内の水がなくなり、蒸気が流 出するようになると圧力は急激に減少する。この減圧により、 下部ヘッダからフラッシングしてきた二相流により燃料冷却 は維持されるが、75秒後下部ヘッダ内の水が減り炉心内を流 れる蒸気の割合が増して、燃料棒はドライアウトし温度上昇 が始まる。この実験では ECCS を作動させなかったため、ヒ ータ温度は電源をトリップするまで続く。同図に示すように 実験値と計算値の一致は良好である。

4 冷却材喪失事故とECCSの特性

「ふげん」の冷却材喪失事故時の現象とECCSの作動特性を次に述べる。

4.1 「ふげん」ブローダウン現象の解析

図5に「ふげん」最大破断事故である下降管破断のSENHOR コードによる解析結果を示す。これは下降管瞬時完全破断を 想定したときの蒸気ドラム圧力と炉心ホット チャンネル流量 を示したものである。3.2で示した実験解析の場合と同様に, 蒸気ドラム内に水がある間は圧力はゆっくり下がるが,4.5秒 後蒸気流出となると急激に減圧する。炉心流量は,破断発生 後のポンプ キャビテーションにより定格時の半分近くまで減 るが,4.5秒後の減圧により下部ヘッダ及び入口管内にあった







図5 下降管破断事故時過渡変化 5秒後,下部ヘッダからのフラッシングにより炉心流量は一時回復する。

図7 入口管破断事故時の圧力,保有水量の変化 HPCIの注水効 果により事故後200秒で圧力は40kg/cm²gに減少し,その後LPCIが作動し,炉 心の冷却が確保される。



図6 大破断時の急速注水 系,及び低圧注水系作動特 性 大破断事故時,まず最初に APCIにより事故後約23秒で炉心 頂部まで再冠水が達成され,それ 以後LPCIにより炉心の冷却が確 保される。

44

水のフラッシングにより、再び定格流量近くまで回復する。この流れも8.3秒後にはなくなり、炉心の温度上昇が始まる。

4.2 ECCSの作動特性

4.2.1 APCI及びLPCIの組合せ

下降管瞬時完全破断事故時のAPCI及びLPCIの注水効果 を図6に示す。蒸気ドラム圧力の低下と蒸気ドラム水位の低 下信号を受けて、事故後6秒でAPCIが注水を開始し、約21 秒で炉心中央まで、また約23秒で炉心頂部まで再冠水を行な う。APCIは有効保有水量12m³を注水すると注水をやめ、そ れ以後はLPCIによって炉心の冷却を行なう。

4.2.2 HPCI及びLPCIの組合せ

一次冷却系の中・小破断に相当する入口管破断事故時の HPCI及びLPCIの注水効果を図7に示す。同図は、入口管 破断事故時の圧力、保有水量の変化を示したものであるが、 HPCIの注水効果により約200秒で圧力が40kg/cm²gまで低 下しLPCIが作動する。水位は約420秒で蒸気ドラム水位高 レベルに達し、燃料の冷却が確保される。

表2 「軽水炉非常用炉心冷却系の新安全評価指針」と「ふげん」の安全解析との対比 昭和49年 5月に提案された「軽水炉非常用炉心冷却系の新安全評価指針」の理念は十分「ふげん」にも反映されている。

「軽水炉非常用炉心冷却系の新安全評価指針」	「ふげん」の安全解析			
 基準値 (1) 被覆最高温度 <1,200°C (2) 被覆酸化量<酸化前厚さの15% (3) ジルコニウムー水反応による水素発生量は格納容器健全性を確保できるよう十分小さいこと。 (4) 炉心形状の変化を考慮して 崩壊熱の除去が長期間にわたり可能なこ 	 安全解析結果 990°C 0.9% 全被覆管の0.04%が反応することに相当し、格納容器の健全性は十分 確保される。 頃小形状の変化を考慮して、長期間の頃心冷却が可能。 			
 (4) 炉心形状の変化を考慮して、崩壊熱の除去が長期间にわたり可能なこと。 2. 解析に当たっての要求事項 A. ブローダウン渦程 	(4) 炉心形状の変化を考慮して、長期间の炉心冷却が可能。			

- (1) 破断流モデル
 クオリティ>2%では、Moodyの式を妥当と認める。放出係数は被覆
 管温度を最高になるよう1.0と仮定すること。
- (2) 運動量の保存則 摩擦損失係数は実験データと対比
- (3) 主循環ポンプ モデル ポンプ可動部と冷却材間の運動量交換,二相流領域でのポンプ挙動の 評価。
- (4) ECCS注入水のバイパス
 冷却材の挙動, ECCSの作動条件は被覆管温度を最高になるよう評価 する。
- (5) 一次系構造材から冷却材への熱の移動を考慮する。
- (6) 燃料棒と冷却材間熱伝達 限界熱流束,熱伝達係数の妥当性を示すことが望ましい。
- B. 再冠水過程
- (1) 単一故障指針
 - 動的機器の単一故障(外部電源喪失も併考)
- (2) 再冠水過程における熱伝達:実験データとの比較
- C. ヒートアップ計算
- (1) 炉出力は102%とすること。
- (2) アクチニド以外の崩壊熱は無限時間運転として ANS スタンダード×
 1.2倍。アクチニド考慮のこと。
- (3) 被覆管の水-金属反応は Baker-Just の式使用のこと。
 破損燃料については、内面酸化考慮。
- (4) 燃料内初期貯蔵エネルギー 出力密度,燃焼度を考慮し,被覆最高温度が高くなるようギャップコンダクタンスを選ぶ。
- (5) 炉心における核反応 温度上昇によるドップラ,蒸気発生による負のボイド反応度スクラム を考慮してさしつかえない。
- (6) γスミアリングの評価
- (7) 被覆管バルーニング評価

被覆管のふくれ、変形を考慮すること。

変形の有無は実験データと比較変形が生ずる場合. ギャップ コンダ

小笠原の臨界流モデル*を用いる。 放出係数を1.0とする。

Martinelli-Nelsonの式*

圧損としてのみ考慮

APCIの注水量 90%が有効 APCI弁の開放遅れとして実効 | 秒の余裕

各部の熱容量を考慮 限界熱流束 HTLの評価式* 熱伝達係数 MCHFR>I Jeans & Lottesの式 MCHFR<I 輻射伝熱のみ

APCI2系統のうち | 系統だけ作動 事故時所内停電を併考 再冠水後 25BTU/ft²hrF = 120 kcal/m²h[°]C

炉出力は105%考慮 崩壊熱は(ANS+アクチニド)×1.2倍を使用

Baker-Justの式使用 25%内面酸化を考慮 ギャップ コンダクタンスについて燃料デンシフィケーション考慮 被覆最高温度評価に95/90のカーブ**を使用

45

正のボイド反応度+0.5\$考慮

考慮せず

考 慮 実験データの比較を考慮

クタンス,被覆管表面積の増大,厚みの減少,破損後は内面酸化を考	伝導と輻射を考慮
慮のこと。	被覆管表面積の増大と厚みの減少を考慮
	内面全周軸方向7.6cmにつき100%酸化

- 注:* それぞれのモデルの妥当性は、動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター内ATR安全性実験室、大形 熱ループ及びコンポーネント テストループにおける各種の流動実験により確認されている。
 - ** ギャップ コンダクタンスにおける95/90のカーブとは,実験データの95%が90%の信頼性をもって,そのカーブより上にあるといえるカーブのことである。

948 日立評論 VOL. 57 No. 11(1975-11)



下降管破断時燃料被 図 8 覆管最高温度,及び水-Zr 反応量の時間的変化 下降 管破断事故時被覆管最高温度は, 燃料の変形を考慮しても最大990 ℃であり、指針基準値である1,200 ℃を十分下まわっている。

- 5 「軽水炉非常用炉心冷却系の新評価指針」に対する 「ふげん」の適合性と安全性
- 「軽水炉非常用炉心冷却系の新評価指針」との対比 5.1

5.2 新評価指針を考慮した安全性の解析

5.1 で述べた新評価指針を考慮して、「ふげん」最大破断事 故である下降管瞬時完全破断時の燃料被覆管の温度変化を解 析した。図8にその結果を示す。これは、図5,6で得たブロ

表2に、昭和49年5月に出された「軽水炉非常用炉心冷却 系の新評価指針」と「ふげん」の安全性解析との対比を示す。 ECCSに対する新評価指針に盛られた次のような根本理念 は、「ふげん」のEССSの評価にも十分反映されている。

新評価指針の根本理念

(1) 確実な裏付けデータの要求

(2) 裏付けデータに対する妥当な安全余裕の考慮

(3) 物理的に、より詳細なモデルの採用とその実証

表3 被覆管最高温度評価に関する安全評価余裕 冷却材喪失事 故時の被覆管最高温度に対する安全評価余裕は, ECCS評価基準に基づくもの, 再冠水時間遅れを見込んだことによるもの及び炉心設計に正のボイド反応度を 想定したことによるものとがあり、温度にして約190℃の余裕がある。

	項	目	安全評	価 余	裕	備	考
١.	ブローダウン 流出係数		流出係数 C=1.0を使用		ECCS評価基 準に基づく		
2.	ECCS (急速注水系) (a) 単 —	故 障	障 急速注水系 100 %×2 系統のうち, 系統のみ作動			ņ	
	(b) 炉 心 注	主水量。	急速注水系による 10%は系外へリー 注水量90%)	注水流量(クすると仮	のうち, 定(実効	安全上	の余裕
	(c) 作動開	始 時 間	急速注水系開放弁 (信号から全開 設計仕様値: 安全評価用:	の作動時]まで) 2s 4s	1	7	
3.	再 冠 水 (a) 再冠水	の 判 定	再冠水完了の判定 使用 (1) 注入水単相 (二相流水 (2) 上記水位ヵ	条件とし の水位の。 位は考慮 燃料頂部	て下記を み考慮 せず) に到達		,
	(b) 再 冠 オ	< 遅 れ	上記3.(a)の判定条 水完了は 計算結果:23 安全評価:29	e件におい Bs 5s	て,再冠		, ,
4.	ヒートアップ (a) 崩 場	麦 熱	ANSスタンダー	ド×1.2を1	吏用	ECCS 準に基・	ら評価基 づく
	(b) ギャッフ	″熱伝達	過酷と考えられる 用	95/90カー	-ブ*を使		,
	(c) 正のボイ	ド反応度	仮想的に正のボイ	ド反応度	を仮定	安全上	の余裕

ーダウン及びECCSの作動特性より、ドライアウト時間を 事故後8.3秒、炉心再冠水時間を安全余裕をみて事故後25秒 とした結果であり,更に燃料の変形を考慮し軸方向の熱伝導 をも無視した結果である。被覆管最高温度は、再冠水後約 1.5秒経過した時点で最高990℃に達するが、以後しだいに 低下し指針の基準値1,200℃を十分下まわっている。

また、同図にジルコニウムー水反応量を示す。この場合の 被覆管の酸化量は、被覆管内・外面とも100%の酸化を考慮 するとして、被覆管厚みの0.9%である。これは、安全評価指 針の15%を十分満足した値である。

5.3「ふげん」安全設計の余裕度

ECCSに対する安全評価の余裕度を以上の結果からまと めると表3に示すようになる。そのうち、安全評価指針によ る安全余裕は、最確値を採用した場合に対し被覆管最高温度 を約100℃高く評価していることが予想され、それ以外に同表 中2.(b), 2.(c), 3.(a), 3.(b)項による再冠水遅れを見込んだこ とにより、被覆管最高温度を約50°C高く評価している。また、 炉心設計に対する余裕として, 正のボイド反応度を想定して いることにより、被覆管最高温度を約40℃高く評価している。 以上述べたように, ECCS に対する安全評価は十分余裕 をもって行なわれていると言える。

6 結 言

以上,「ふげん」の冷却材喪失事故時に炉心の安全性を保つ ために設けられた工学的安全防護設備である非常用炉心冷却 系の概要と,軽水炉に対して提案された非常用炉心冷却系の 新評価指針に対する適合性についての検討結果を述べたが, 現在の設備で冷却材喪失事故時の炉心の安全性を十分に保つ

ことが確認できた。「ふげん」の安全設計に当たって、終始 御指導、御援助をいただいた動力炉・核燃料開発事業団の 沢井,小堀両氏をはじめ,実験データなどに関し貴重な資料 と御討論をいただいた同事業団大洗工学センター安全性実験 室の北原氏ほか関係各位に対し心からお礼申しあげる次第で ある。

注:* 表2下の注参照

46