軽水炉の冷却材喪失事故における 燃料被覆管のふるまい

川 崎 了*

1. はじめに

文明の利器と呼ばれる機器類は時折事故を起し、利用者に不利益をもたらす。細心の注意を払って製作しても、たまには船が沈没し、飛行機が墜落することは、新聞等の報道に見られる通りである。そのため多くの機器には事故が起っても、その被害が少なくなるように対策がとられている。船の救命ボート、旅客機の酸素マスクや救命胴衣等はこれに該当する。原子力発電所も放射能を外部に洩らさないように注意して製作されているが、事故が起った場合の対策も講じておかねばならぬことは勿論であり、この場合は対象が放射能であるために、通常の機器よりも厳しい安全対策が要求される。

事故対策用の設備を設計する場合には、まず事故事象を想定し、その被害を最小にする方法を考え、その方針に沿った設備を用意する。発電用原子炉においても安全用設備を設計するためにいくつかの事故を想定しているが、これらは設計基礎事故と呼ばれている。これらの内でもっとも影響が大きな事故は冷却材喪失事故であるが、これに対する安全用設備への要求は燃料被覆管のジルカロイ(ZrにFe, Cr, Sn, Ni等を微量添加した合金)が災害につながるような変化をしないことである。以下に金属工学的立場から見た冷却材喪失事故時のジルカロイ被覆管の挙動について述べる。

2. 冷却材喪失事故と非常用炉心冷却系

冷却材喪失事故(LOCA)とは原子炉1次系の圧力境界の破損によって冷却水が流失する現象である。この場合には制御棒が自動的に挿入されて核分裂は停止するが、炉内に貯っている核分裂生成物(FP)の壊変のために発熱が続く。この発熱量は停止直後で運転時の約7%、100

s後で約3.5%である。すなわち電気出力110万kWの原子炉では熱出力が約330万kWなので、停止直後で23万kW、100s後でも11.5万kWになる。このような発熱下で除熱を行わずに放置すると炉心温度は上昇を続け、ついには炉心溶融と言う大事故につながる。これを避けるために非常用炉心冷却系(ECCS)が設置されており、事故発生と同時に冷却水を炉心に送込み、炉心の除熱を行う仕組みになっている(本文では紙面の都合でECCSの構造についての説明を省略するが、興味のある方は参考文献⁽¹⁾を利用されたい)。

しかし原子炉炉心の冷却過程が複雑なため、設置されたECCSが必要な性能を備えているか否かを判定する場合には複雑な解析が必要になる。わが国においても原子炉を設置する場合には事故に対する安全解析も行うことが義務づけられているが、安全解析手法が異なれば同一の安全装置に対して異なった評価が下されることもあり得る。この弊害を無くすため夫々の事故に対する安全解析の具体的な手法が決められており、LOCAに対するECCSの有効性については“ECCS性能評価指針”がこれに該当する。この指針の内容は熱水力学的なものが大半を占めるが、安全か否かの判定の基礎は燃料被覆管の性質変化におかれている。次章以下に安全評価に関係するLOCA時のジルカロイ被覆管の挙動について述べる。

3. LOCA時の燃料挙動とECCS性能評価指針

前述のようにLOCAが発生するとECCSによる注水が行われるが、冷却水喪失後炉心再冠水迄に時間のずれがあり、燃料は図1に示すような変化を起す。すなわち被覆管温度は冷却水流出中に振動し、次いで水蒸気雰囲気中で昇温、更にECCSによる再冠水で冷却される。ただし図中の温度履歴は安全解析の一例であり、原子炉型、運転履歴、破断箇所によって変ってくる。この温度過渡時に被覆管に生ずる変化は下記の2つである。

* 日本原子力研究所燃料安全第3研究室長
Behaviors of Fuel Claddings under a Loss of Coolant
Condition in LWRS; Satoru Kawasaki (Japan Atomic
Energy Research Institute, Tokai, Ibarakiken)
1980年3月21日受理

図1 冷却材喪失事故時の燃料挙動と被覆管最高温度履歴。

- (i) 燃料棒内圧による被覆管のふくれおよび破裂。
- (ii) ジルカロイ-水蒸気反応による被覆管脆化と水素ガス発生[†]。

この内(i)は極端な場合には冷却水の流路を閉塞してしまうと言う議論もあるが、これほど極論でなくても、流路断面の減少によって再冠水速度が変わり、このため被覆管の温度履歴が変わってくることは十分に考えられる。(ii)の反応は発熱反応なので、反応熱が被覆管温度上昇に寄与し、これが反応量の増加となって、水素爆発と被覆管脆化→破砕の可能性を増幅する。

被覆管が破砕した燃料は冷却不可能になるとは限らないが、冷却可能であると論証することも難しい。したがって冷却可能を論証し得る保守的な立場から、ECCS 性能評価指針は被覆管の延性が完全には失われない条件を含めた下記の4項目を定めている。

- (i) 被覆管最高温度の計算値は 1473 K 以下であること。
- (ii) 被覆管酸化量の計算値はどの高さでも肉厚の15% 以下のこと。
- (iii) 発生水素量は爆発の危険がないほど少量のこと。
- (iv) 長時間冷却が可能のこと。

この内(i) (ii)はジルカロイ-水蒸気反応実験結果から被覆管が脆化しない保守的な条件として求められたものである。

次章以下に被覆管のふくれと水蒸気酸化現象についての現在までの知見について述べる。

4. ジルカロイ-水蒸気反応

ジルカロイと水蒸気が反応すると、ジルカロイは酸素を吸収し、図2に示すように ZrO_2 と融点まで α 相が安定な酸素を多量に含む層(安定 α 相)が形成される。こ

[†] 水素は水の放射線分解からも発生する。

図2 水蒸気酸化したジルカロイ管の組織。

の反応則は 1273 K 以下では実験者によって異なるが(3乗則またはそれに近いものが多い)、これ以上の温度ではいずれの研究者も放物線則に従うと報告している。すなわち

$$W^2 = k \times t$$

ただし、 W : 反応量で質量増加, ZrO_2 , 安定 α 相厚等, k : 反応速度定数, t : 反応時間で示され, k は $k = k_0 \exp(-Q/RT)$ で表される。表1に反応速度定数の測定値の数例を示す。ECCS 性能評価指針は安全解析に Baker-Just (B-J) の報告した反応速度定数を使用するように定めている。これは彼らの値がもっとも大きいので、この値を用いれば反応熱も水素発生量も多目、すなわち安全上保守的に解析することになるからである(正しい反応速度定数はもう少し低いことは関係者の間で異論がない)。

脆化に関しては、今のところ許容される被覆管延性の下限が論理的には求められていない。すなわち必要な延性を定めるためにはまず LOCA のどの過程でどのような荷重が燃料棒に働くかが解明されなければならない。被覆管酸化が進行した後に働く最大の力は再冠水で被覆管が急冷される時に生ずるとの見方が多く、この時の応力の推定もいくつか報告されているが⁽¹²⁾、多くの人の納得が得られた結果は未だない。この主な原因は冷却時にグリット等が燃料棒をどのように拘束するかを解明していないことであろうと思われる。

現行の ECCS 性能評価指針は応力の問題に立入ると言う煩雑さを避け、延性確保の立場で前述の規定、すなわち 1473 K, 15% を定めている。これは再冠水の急冷時に被覆管に生ずる応力は変形によって緩和されるものと考え、もっとも脆くなる時点でもいくらかの延性が残るための条件として得られたものである。すなわちアメリカ原子力委員会では水蒸気酸化したジルカロイ管の延性試験の報告値を整理した。彼らは異なった酸化温度と

表1 ジルカロイ - 水蒸気反応速度定数.

報 告 者	適用範囲 (または測定範囲) (K)	質 量 増		ZrO ₂		ZrO ₂ + 安定 α		参照 文献
		Q _w (J/mol)	K _{w0} (kg/m ⁴ ·s)	Q _δ (J/mol)	K _{δ0} (μm ² /s)	Q _ε (J/mol)	K _{ε0} (μm ² /s)	
Baker-Just (B-J)	mp~	190×10 ³	4.12					2
Cathcart	1273~1773	167	0.362					3
Leistikow	1273~1573	175	0.524	150×10 ³	2.26×10 ⁶	175×10 ³	6.82×10 ⁷	4
Urbanic	1323~1853	141	3.64×10 ⁻²	168	7.82×10 ⁶	184	1.16×10 ⁸	5
	1853~mp	139	0.108	113	1.30×10 ⁵	149	1.32×10 ⁷	
Klepfer	<1163	121	6.79×10 ⁻³	133	2.07×10 ⁶	129	6.30×10 ⁶	
	1163~1850	140	4.41×10 ⁻²					6
	1850~mp	334	1.28×10 ⁴					
Westerman	1246~1524	145	6.42×10 ⁻²					7
Ballinger	1255~1755	140	3.81×10 ⁻²	116	1.32×10 ⁵	141	4.49×10 ⁶	8
菅野光照	1273~1684	180	0.976					9
池田清一	1173~1723	155	0.141	156	4.61×10 ⁶	157	2.65×10 ⁷	10
川崎 了	1273~1603	170	0.468	150	2.15×10 ⁶	163	3.06×10 ⁷	11

時間を同一の図面に書込むため、B-J の反応速度定数を用いて酸化量に換算した。その結果 1477 K (2200°F) 以下でかつ B-J の定数で計算した酸化量が被覆管肉厚の 17% 以下であれば 366 K (200°F、再冠水で熱応力が生ずる時の被覆管最低温度に近い) でも延性が完全に失れることが無いことが分かった⁽¹²⁾。従ってアメリカの ECCS 性能評価指針は 1477 K (2200°F) 以下、17% 以下となっているが、我が国の指針は 15% 以下となっている。これは延性試験の試料が水蒸気酸化後急冷されているのに対し、LOCA 時の被覆管は 1000 K 附近まで徐冷後急冷され、後者の方がより脆くなるだろうと考えて酸化量の上限を下げたためである。急冷と徐冷とでこの程度の延性の差が生ずることはその後小松⁽¹³⁾によって確かめられている。

最近いくつかのジルカロイ - 水蒸気反応試験によって、現行の ECCS 性能評価指針が安全解析に使用を要求している B-J の反応定数は大き過ぎることが明らかにされている。しかしながら被覆管延性解析の計算にはこの定数を使わねばならないことは上述の説明で明らかであろう。ただし現行の指針の脆化に対する規制は反応定数以外にも問題点があり、これを克服した(または克服したと主張している)提案もなされている。

現行の問題点は下記の 2 つである。

- 1473 K および 15% (または 17%) の限界を越えても必ずしも延性が完全に失われるとは限らない。
- 延性が失われてしまっても荷重の種類と大きさによっては被覆管が破砕しないこともあり得る。

水蒸気反応によってジルカロイが脆くなる原因は酸素を吸収して酸素濃度の高い合金になるためであり、この観点に立てば、被覆管肉厚方向の酸素濃度分布で脆化の限界を規制するのがより合理的であるとの考えが導き出せる。この観点に立つのが CANDU 炉に対するカナダ

の指針であり、「被覆管肉厚の半分以上が 0.7% 以下の酸素濃度であること」とされている。Chung⁽¹⁴⁾は再冠水時に被覆管温度勾配が大きな部分に発生する局所的な熱応力に耐えれば被覆管の健全性は保たれると考え、燃料棒の破裂 - 水蒸気酸化 - 水冷試験を行って、アメリカの指針に対して下記の改定を提案した。「再冠水時に破損しないためには 0.9% 以下の酸素濃度の部分が 0.1 mm 以上あること」。また彼らは冷却後の取扱時の機械的衝撃に耐える条件を求めるために、水冷で破損しなかった試料に 0.3 J の衝撃荷重を加え、これに耐える条件として「0.7% 以下の酸素濃度の部分が 0.3 mm 以上あること」を求めている。Chung の研究は上記 (i) (ii) の問題を考えて行われたものであり、注目に価する提案であるが、彼らの研究の難点は再冠水時に被覆管に働く力は局所的な熱応力のみとの前提に立っていることである。換言すれば、上記の点が証明されれば価値の高い研究となる。

酸素濃度が低い部分の被覆管肉厚で脆化を表示しようとした初期の試みとしては Hobson の実験がある⁽¹⁵⁾。彼らは酸素濃度が低ければジルカロイは高温で β 相に変態することに着目し、F_w とする値、すなわち

$$F_w = \text{高温で } \beta \text{ であった厚さ} / \text{元の被覆管厚さ}$$

で被覆管の延性を整理した。図 3 は彼らが水蒸気酸化したジルカロイ被覆管の衝撃リング圧縮試験結果を示したものである。この方法は水蒸気酸化被覆管の組織観察で簡単に F_w を求めることができると言う利点があるが、広い反応温度に対して適用できない欠点がある。すなわち β 相中の酸素溶解度は温度と共に増加するので、高温酸化試料中の β-α 変態相(酸化温度では β 相であった部分)の延性はより低い温度での酸化試料中の β-α 変態相より低くなり、同じ F_w の試料でも酸化温度が異なれば脆化の程度が変わる。上述のように、Hobson の提案した F_w

図3 F_w と延性の関係。

は欠点を有するが、この分野の先駆的な仕事として彼の業績は評価されている。

5. 被覆管のふくれ

被覆管のふくれは再冠水の阻止または再冠水速度を遅らせるかもしれないと言う点で問題になるといわれているので、定量的には燃料集合体でのふくれ、すなわち隣接燃料棒の干渉下での冷却水流路断面の変化が測定対象になる。しかし集合体を使つてのふくれ試験は技術的に難しく、費用もかさみ、そのうえ結果の解析も複雑なので、燃料棒(単棒)または被覆管(単管)を使つてふくれ量に及ぼす各因子の影響が調べられ、これらの試験で得られた知識を基にして、少数の集合体のふくれ試験が行われている。

被覆管の破裂ふくれ量に影響を及ぼす因子はいくつかあるが、LOCA の安全解析でまず考慮しなければならないのは破裂温度である。図4はジルカロイ管の内圧破裂ふくれ量を破裂温度の関数で示したものである⁽¹⁶⁾。この試験では被覆管を直接通電で加熱しているが、その場合には試料の温度分布が均一になる傾向があり、他の加熱

図4 ジルカロイ管の破裂ふくれ量の温度依存性。

法よりもふくれが大きくなる。しかし相対的なふくれの温度依存性は加熱法の如何によらず同じである。すなわち α 相の高温部と β 相でふくれの極大があり、 $\alpha + \beta$ 領域では小さくなる ($\alpha + \beta$ 領域は 1080~1250 K 附近と言われている⁽¹⁷⁾)。この図では昇温速度が小さいほど α 相でのふくれは大きく、 β 相では小さくなっている。この理由は、(1) 昇温速度が低いほど試料内の温度がより均一になり、このためにふくれが大きくなる、(2) 昇温速度が低いと破裂までの時間が長くなり、酸化量が増して延性が低下する、と言う 2 つの効果の関係でできる。すなわち α 相では比較的温度が低いため酸化速度が低く、そのために (1) の効果が働くが、 β 相では (2) が主な因子となる。

被覆管のふくれ試験に使われる試料加熱方法は上記の直接通電の外に、中心ヒータによる間接加熱、高周波誘導加熱、抵抗炉や赤外線反射炉による外側からの加熱等があり、一例ではあるが、原子炉内でウランの核分裂を利用した加熱も行われている⁽¹⁸⁾。炉外試験で LOCA 条件にもっとも近い加熱法は中心ヒータによるものであるが、ふくれは直接通電がもっとも大きく、次いで中心加熱であり、誘導加熱、外熱法では小さい。

原子炉の運転温度附近でのジルカロイの機械的性質に及ぼす中性子照射効果についての研究は非常に多いが、LOCA 条件のような高温での試験は殆どない。Lowry は発電用原子炉での使用済燃料被覆管の機械的試験を行い、923 K 以上では照射効果は見られなくなると報告している⁽¹⁹⁾。また Karb は照射済燃料棒を FR-2 炉中で核加熱の方法で破裂させたが⁽¹⁸⁾、被覆管のふくれ量は非照射材の中心加熱によるふくれ量と変らなかった。したがって被覆管のふくれに対する照射効果はないものと考えられるが、報告例も少なく、破裂ふくれ量と言う値は再現性がよくないので、追加の試験が必要と思われる。

これらの実験から、LOCA 時の燃料集合体流路減少を求めるためには非照射被覆管を用いた中心加熱の模擬燃料集合体の試験でよいと考えられる。また考えられる LOCA 時の温度履歴で流路がもっとも減少するのは α 相高温部で破裂する場合なので、この条件での集合体の破裂試験がいくつかの機関で行われている。

Chapman はヒータ長さが 1 m 弱の燃料棒を 4×4 の集合体に組みあげ、破裂試験を行っている。彼らは今までに昇温速度が 30 K/s、破裂温度が約 1130 K で 2 回⁽²⁰⁾、昇温速度が 10 K/s、破裂温度が 1037 K で 1 回⁽²²⁾の試験を行っている。これまでの試験での最大流路減少率は 10 K/s の場合で、その最大値は 90~75% (破裂開口部での閉塞のとり方で変る) であった。

Erbacher は発熱長さを商用発電炉と同じにした燃料

棒を 5×5 (ただし内圧をかけた燃料棒は 3×3) の集合体に組上げ、LOCA を模擬した水蒸気の流動条件下で破裂試験を行った。彼らはこれまで 4 回の試験を行っているが⁽²³⁾、最大流路断面面積減少は 60% であった。

筆者らは 900 mm の発熱長で 7×7 の集合体をいろいろの温度で破裂させたが、これまでに得られた最大の流路減少は約 80% であった。

問題はこれら集合体の試験条件が発電炉の LOCA 条件とは完全には同じでないため、測定された流路減少率をどのように補正するかである。これまでに報告された 80 または 90% の場合の試験条件を検討すると、妥当な流路減少率はこれらよりかなり低いと思われる。一方流路断面を 90% 減少した集合体の再冠水試験で冷却が行れたとの結果もあり⁽²⁴⁾、現在までの実験では被覆管のふくれによって冷却不能になるかもしれないと言う心配は見出されていない。

6. 被覆管の水素脆化

LOCA 時に被覆管が水蒸気と反応する場合にはジルカロイが酸素を吸収することは知られていたが、1200 K を越える温度で水素をも吸収する場合もあり得ることは当初は考えられていなかった。しかし筆者らは被覆管破裂後、内面が侵入した水蒸気と反応して、酸素のみならず水素も吸収する場合のあることを見出した⁽²⁵⁾。この現象はその後 Chung によって確認された⁽¹⁴⁾。

高温でジルカロイと水蒸気が反応する場合にはジルカロイが酸化されて水素ガスが生成するが、被覆管外面の反応はこれに該当する。しかし内面では停滞したガス雰囲気になり、反応で生成した水素ガスが雰囲気から除去されないため、水蒸気と水素の混合ガスとジルカロイの反応に変ってくる。筆者らはこの条件では、ジルカロイは酸素のみならず水素も吸収することを停滞水蒸気中の酸化試験で見出し⁽²⁵⁾、更に水素/水蒸気比がある値になると水素の吸収が著しくなることを水素-水蒸気混合ガス気流中の試験で見出した⁽²⁶⁾。図 5 は混合ガス気流中の酸化試験結果の一例である。すなわち水素/水蒸気比が 0.4 以下ではジルカロイの酸化挙動は水蒸気の場合と変わらないが、この比が 0.4 付近で反応の急激な変化がある。ただしこの変化は混合ガスの流速が大きくなると消失する。

以上の実験からジルカロイ被覆管内面の異常酸化(水素吸収)機構は図 6 の模式図で説明できる。すなわち図中の位置①の雰囲気ガスは外側を流れる水蒸気と置換し易く、そのため異常酸化をひき起す水素濃度に到達しない。しかし位置②では①とは逆で、容易に水素を吸収する条件になる。図 7 は模擬燃料棒を水蒸気流中で破裂・酸化させた後、被覆管を 15 mm の長さに切断し、夫々

の試片を 373 K でリング圧縮試験した結果であるが、夫々の荷重-変位曲線は上述の機構で説明できる。すなわち試片 4 は図 6 の位置①に相当し、試片 2, 3, 5, 6 は位

図5 水素/水蒸気混合気流とジルカロイとの反応。

図6 燃料被覆管内面酸化の模式図。

図7 破裂・酸化した燃料被覆管の延性。

置②に相当する。また試片 1, 7 の内面までは水蒸気が侵入しなかったので、この両試片は外面だけの酸化になっている。

上述の機構に従えば、水素脆化を起す位置は外側の水蒸气流速、破裂開口部の大きさおよび酸化温度によって左右されると考えられ、また実験的にも確かめられている⁽²⁷⁾。

水素による被覆管脆化は顕著なものであるが、LOCA 時の挙動については、酸素脆化と下記の点で異なっていることを考慮すべきであろう。

(1) 延性の温度依存性が酸素の場合より大きい。すなわち室温近くで極端に脆くても、温度が上ればかなり延性が回復する。

(2) 水素吸収を起す場所、従って脆化する場所が酸素吸収で脆化する範囲よりも局部的になる。従って破損する場合でも、小片への破砕よりも、切損と言う形になる傾向がある。

LOCA 時の水素吸収による被覆管脆化についての研究は非常に少ないので、これをどのように評価するかは難しい問題であるが、前述の Chung の被覆管脆化試験は内面酸化で水素が吸収される試験条件であり⁽¹⁴⁾、また水素分析でも吸収が確認されているので、もし局部的に発生した熱応力に被覆管が耐えれば集合体の冷却可能の形状を保証することになるならば(彼らの試験条件は局部的な熱応力を対象としている)、彼らの提案した指針案に水素による脆化対応策も含まれていることになる。

7. お わ り に

本報文では軽水炉の冷却材喪失事故(LOCA)時の問題をジルカロイ被覆管の立場から述べたが、現行の ECCS 性能評価指針では難かしい議論に立入るのをさけて、保守的で簡単な仮定のもとで安全解析を行うように求めている。しかし工学的立場に立てば、いたずらに安全余裕度をとることで不明確な現象を処理すると言う安易な方法によらず、できるだけ現象を明確にし、より現実的な条件設定下で安全解析が行えるように努力すべきであろう。

文 献

- (1) 大抵の原子炉工学の解説書には記述されているが一例として下記のものを挙げる。
川崎 稔：原子力発電所の安全設計の現状，原子炉安全工学第 2 章，村主 進編，日刊工業新聞社(1975)。

- (2) L.Baker and L.C.Just : ANL-6548, (1962).
- (3) J.V.Cathcart: ORNL/NUREG/TM-41, (1976).
- (4) S.Leistikow, G.Schanz and H.v.Berg : KFK 2587, (1978).
- (5) V.F.Urbanc and T.R.Heidrik : J.Nucl. Mater., **75** (1978), 251.
- (6) P.W.Iami : APED-5454, (1968) より。
- (7) R.E.Westerman and G.M.Hesson : EPRI-NP-525, (1977).
- (8) R.G.Ballinger, W.C.Dobson and R.R.Biederman : J.Nucl.Mater., **62** (1976), 213.
- (9) 菅野光照, 小松和志, 高田義彦 : 日本原子力学会昭和 54 年度分科会, D-75, (1979)。
- (10) 日本原子力研究所燃料安全研究委員会 : JAERI-M7247 (1977) より。
- (11) 川崎 了, 古田照夫, 鈴木元衛 : J.Nucl. Sci. Tech., **15** (1978), 589.
- (12) USAEC Regulatory Staff : DOCKET RM-50-1, (1973) より。
- (13) 小松和志他 : *Proc. Specialist Meeting on the Behavior of Water Reactor Fuel Elements under Accident Conditions*, (1976), Paper No.7.
- (14) H.M.Chung and T.F.Kassner : 4th Japanese-German-American Fuel Specialists Meeting (1979), ANL-79-48 として出版の予定。
- (15) D.O.Hobson and P.L.Rittenhouse : ORNL-7948, (1972).
- (16) H.M.Chung and T.F.Kassner : ANL-77-31, (1978).
- (17) H.M.Chung and T.F.Kassner : J.Nucl. Mater., **84** (1979), 327.
- (18) E.H.Karb : 4th Japanese-German-American Fuel Specialist Meeting, (1979).
- (19) W.V.Johnston : 7th Water Reactor Safety Research Information Meeting, (1979) より。
- (20) R.H.Chapman *et al.* : ORNL/NUREG/TM-322, (1979).
- (21) R.H.Chapman *et al.* : ORNL/NUREG/TM-337, (1979).
- (22) R.H.Chapman *et al.* : ORNL/NUREG/TM-360, (1980).
- (23) F.Erbacher, H.J.Neitzel and K.Wiehr : 4th Japanese-German-American Fuel Specialist Meeting, (1979), および私信。
- (24) H.Borgwaldt *et al.* : 4th Japanese-German-American Fuel Specialist Meeting, (1979), および私信。
- (25) 川崎 了, 古田照夫, 本間功三 : *Proc. Specialist Meeting on the Behavior of Water Reactor Fuel Elements under Accident Conditions*, (1976), Paper No.6.
- (26) 本間功三 : 古田照夫, 川崎 了 : 日本原子力学会 52 年度年会, (1977), G-1.
- (27) 川崎 了, 古田照夫, 上塚 寛 : 6th Water Reactor Safety Research Information Meeting, (1978)。