U. D. C. 621.039.584

原子炉格納容器の解析

Analysis of Reactor Containment

大木新彦* 林 勉*
Arahiko Ohki Tsutomu Hayashi

要旨

軽水形原子力発電所は放射性物質を内蔵する原子炉系統が鉄製の格納容器でおおわれており，事故時においても放射性物質が発電所周辺に拡散しないように設計されている。

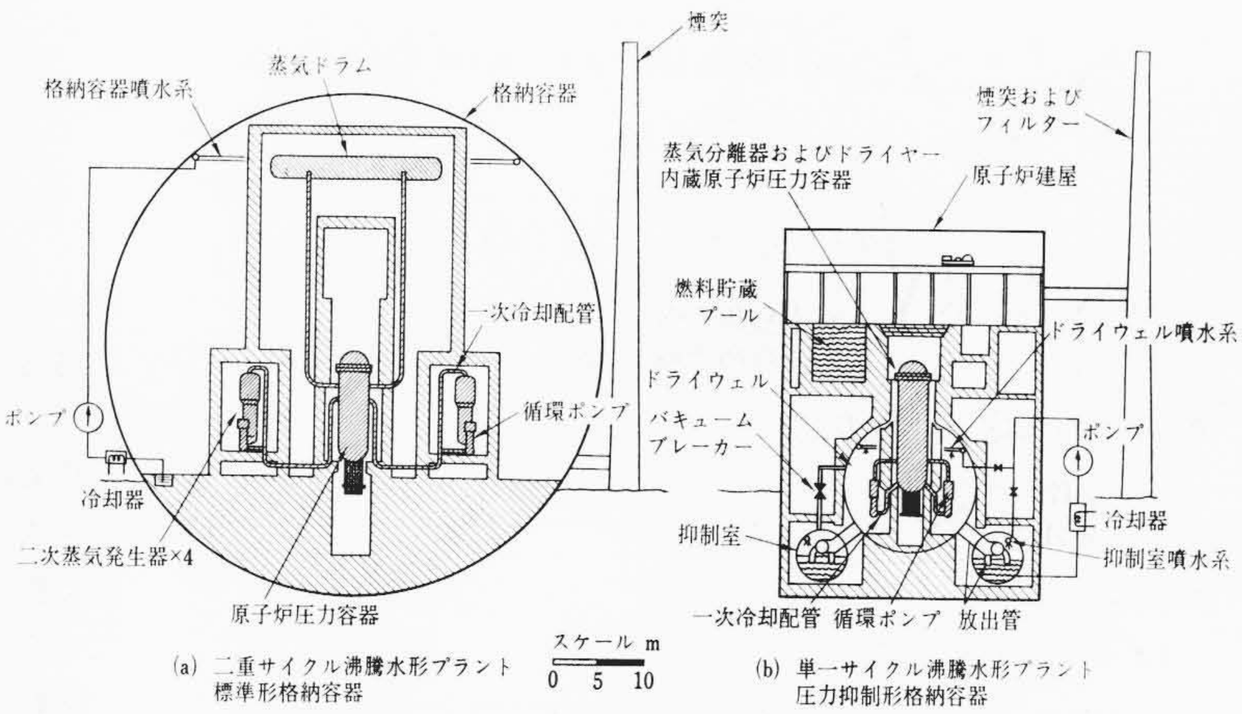
本論文は仮想事故時に生ずる格納容器内圧を求め設計圧力を決める解析方式につき紹介する。

1. 緒言

原子力発電所においては最悪の事故が発生しても炉心に内蔵される放射性物質の飛散を押えるために原子炉系全体を包み込む格納設備を設けるのが普通である。

水冷却形原子炉では1次冷却水循環用配管が破断して内部の高圧高温水が放射性物質とともに放出されることを仮定して，最大仮想事故 (Max. Credible Accident: MCA) と呼んでいる。

この放出蒸気を包囲密閉するには大形耐圧構造物が必要となるため建設費に大きく影響し，しかも通常の運転には不必要な事故時のみの設備であるだけに極力簡単化し安価となるよう設計するのが好ましく種々の考案がなされている[1]。



(a) 二重サイクル沸騰水形プラント 標準形格納容器

(b) 単一サイクル沸騰水形プラント 圧力抑制形格納容器

図1 BWR格納容器の比較

そのおもなる例を拾ってみるとまず標準形 (Single Containment or Standard Containment) といわれるもので原子炉系全体を単純な耐圧容器に内蔵する形式がある。古くから採用され建設の実績も多いが容積を小さく作ると事故時の内圧が著しく増加するため通例は数十メートルという大形容器となる欠点がある (図1-a)。

第2の例は圧力抑制形 (Pressure Suppression Containment) といわれるもので最大仮想事故時に放出された蒸気を水中に通し凝縮させ蒸気の体積膨張による圧力上昇を押えて小形にしたものである (図1-b)。

第3の例は放出形 (Pressure Relief Containment) と呼ばれるもので最大仮想事故直後の圧力上昇期間(通常は数十秒間)だけ圧力を外部に放出し圧力上昇を防ぎ容器を小形にしたものであり，最も小形軽量容器の設計が可能となるが一時的に少量ではあるが放射性物質を外部に放出すること，放出閉止機構の信頼性に種々の問題があり実施例も少ない。

現在沸騰水形 (Boiling Water Reactor : BWR) 原子力プラントで採用されているものは第1の標準形格納容器と第2の圧力抑制形格納容器である。

既設の格納容器にはこのほかにも二，三の形式が見られるがこのように放射性物質の放出を十分安全な範囲に押えかつできるだけ経済的で信頼性の大きな設備とすることが主眼である。

格納容器の設計上最も重要な問題は設計圧力を定めることにある。本論文は沸騰水形原子力プラントで最大仮想事故時に生ずる格納容器内の圧力変化を解析し設計圧力を決定する方法について述べる。

2. 最大事故後の変化

1次冷却系管路の破断と同時に圧力容器内の高温冷却水が格納容器内に放出されここで蒸発し圧力が急激に上昇する。一方炉心は冷却水の喪失により冷却不能となる。炉心はもちろんスクラムされ持続的核分裂反応は停止するが残存する β 線，γ 線による崩壊熱放出がわずかではあるが持続するので，冷却不能なまま炉心を放置すると燃料は溶融するので通常炉心噴水系が設置され，雨滴状の噴水により冷却が行なわれる。

格納容器内に伝えられるエネルギは事故直後短時間に放出する原子炉系の保有熱量と徐々に放出する崩壊熱量とになる。一方放出された熱は格納容器内の構造物を通して格納容器表面より外気に伝えられるのでこれらのバランスにより内圧が決定する。通常は事故後の比較的短時間は熱量の減少のほうが大きく圧力は低下する傾向にある。長時間後には崩壊熱による付加熱量が減少に打勝って圧力上昇をひき起こすので図1-aに示したように格納容器スプレーが設置され噴水により格納容器内ふん囲気を冷却し圧力上昇を押えている。

図1-bに示した圧力抑制形格納容器の場合には1次冷却系管路の破断により放出管内の水が押しさげられドライウェル内の空気蒸気の混合物が抑制プール水を通って抑制室内に放出される。この際蒸気は凝縮されるのでドライウェルおよび抑制室の圧力上昇は低くおさえられる。圧力容器よりの放出が終了してからかなり時間が経過すると崩壊熱により再び圧力が上昇するのでドライウェル，抑制室ともに噴水系を設置しておき噴水にて冷却する。事故直後の過渡現象時にドライウェル内の空気の一部は蒸気と混合し抑制室に移行しているのでドライウェルを冷却すると蒸気の凝縮にともなってドライウェルが抑制室より負圧になりプール水がドライウェル側へ逆流する可能性があるので圧力のバランスを保つためにバキュームブレーカが設けられている。

3. 解析方法

前記のような現象を模擬して理論的に内圧の解析を行なうために

* 日立製作所日立工場

は種々の現象を数式で表現しなければならない。以下に重要な点につき記述する。

3.1 圧力容器よりの流出量の計算

圧力容器より冷却水が流出する場合サブクール水，飽和水，蒸気の形で流出することが考えられるがこのうちいまだ確定的な理論がなく最も問題となるのは飽和水の流出である。飽和水が流出するときは流出の過程で圧力損失が生じ自己蒸発による気泡を含んだ複雑な2相流となる。われわれの解析では気泡の速度と液体の速度との比であるスリップ比が等しいと仮定した均一混合流として計算する。

まず臨界圧力を次式より求める。

(オリフィス流)

$$p_c\sqrt{\frac{g}{c_2}}=\frac{p_c}{c_1p_c+c_2}\sqrt{2g\left[c_1(p_1-p_c)+c_2\ln\left(\frac{p_1}{p_2}\right)\right]}\quad\cdots(1)$$

(パイプ流)

$$p_c\sqrt{\frac{g}{c_2}}=\frac{1}{c_1}\sqrt{\frac{g\left[c_1(p_1-p_c)-c_2\ln\left(\frac{c_1p_1+c_2}{c_1p_c+c_2}\right)\right]}{\ln\left(\frac{c_1p_c+c_2}{c_1p_1+c_2}\times\frac{p_1}{p_c}\right)+\frac{\lambda L}{2D}}}\quad\cdots\cdots(2)$$

$p_c\geqq p_2$ なら臨界流となり

$$\left(\frac{W}{A}\right)=p_c\sqrt{\frac{g}{c_2}}\quad\cdots\cdots(3)$$

$p_c<p_2$ なら

(オリフィス流)

$$\left(\frac{W}{A}\right)=\frac{p_2}{c_1p_2+c_2}\sqrt{2g\left[c_1(p_1-p_2)+c_2\ln\left(\frac{p_1}{p_2}\right)\right]}\quad\cdots\cdots(4)$$

(パイプ流)

$$\left(\frac{W}{A}\right)=\frac{1}{c_1}\sqrt{\frac{g\left[c_1(p_1-p_2)-c_2\ln\left(\frac{c_1p_1+c_2}{c_1p_2+c_2}\right)\right]}{\ln\left(\frac{c_1p_2+c_2}{c_1p_1+c_2}\times\frac{p_1}{p_2}\right)+\frac{\lambda L}{2D}}}\quad\cdots\cdots(5)$$

ここに，
p_1：圧力容器内圧力 (kg/cm²)
p_2：格納容器内圧力 (kg/cm²)
p_c：臨界圧力 (kg/cm²)
W：流出量 (kg/s)
A：破断面積 (cm²)
D：破断管径 (cm)
L：破断管長 (cm)
λ：圧力損失係数
g：重力の加速度 (cm/s²)
c_1, c_2：比体積近似係数

スリップ比を1にする仮定は必ずしも実験結果と一致せずここに示した以外の解析方法[(2)(3)]も若干発表されているが研究途上にあるものなので一応上記の式を使用することにしている。

3.2 崩壊熱

炉停止後10秒以内の熱出力の変化はその停止の仕方により大きく異なるので明確に定めがたいがこの期間は時間が短いので積算崩壊熱量は少なく全体に及ぼす影響は少ないと考えて10秒以後に適用し得る次式を用いる。この式は従来発表されている種々の文献[(4)~(7)]を整理し中間的値となるよう決定した。

$$Q_d=Q_R\times(0.095\,t^{0.8})\quad\cdots\cdots(6)$$

ここで，
Q_R：定格炉熱出力 (kcal/s)
Q_d：積算崩壊熱量 (kcal)
t：事故後の時間 (s)

崩壊熱は燃料中に発生するので直ちに格納容器内ふん囲気には伝わらない。この伝熱現象は不明であるので次のように仮定する。燃料を溶融するまでは崩壊熱は外部には出ず溶融された燃料は圧力容器内の残存水を蒸発させるなどの現象により格納容器ふん囲気に放熱する。

このような仮定で溶融量の時間変化を計算しその放熱量(Q'_d)を計算すると大略次式のように示される。

$$Q_d'=Q_d-At-B\quad\cdots\cdots(7)$$

ここに，A, B：各原子炉により求める定数

3.3 格納容器噴水による伝熱量

格納容器内に噴水した場合の冷却能力を示すものとして熱吸収率 η を次のように定義する。

$$\eta=\frac{q_{sp}}{W_{sp}\cdot C_{pw}\cdot(T_{sat}-T_{sp})}\quad\cdots\cdots(8)$$

ここに，
q_{sp}：噴水による熱除去量 (kcal/s)
W_{sp}：噴水量 (kg/s)
C_{pw}：噴水の等圧比熱 (kcal/kg•℃)
T_{sat}：格納容器内飽和温度 (℃)
T_{sp}：噴水入口温度

$\eta=1$ であれば噴水した水滴は落下して外部に取り出されるまでに格納容器内の温度と同温まで高められることを意味し最大の熱吸収を行なうことになる。水滴が落下する間の伝熱を理論的に解析した結果によれば水滴の直径が0.5～1 mm程度なら落下距離がそれぞれ4，10 m以上あれば $\eta\fallingdotseq1$ であることが示されている。また日立製作所における実験[(8)]においても $\eta=0.9\sim1$ であることがわかっている。

3.4 非凝縮性気体を含む水蒸気の凝縮熱伝達率

格納容器内にたまった蒸気は内部のコンクリートや格納容器壁で冷却されるが格納容器内には空気が多量に存在するので非凝縮性気体である空気を含む蒸気の凝縮ということになる。この場合には蒸気のみの凝縮熱伝達に比べてずっと悪化する。われわれの計算ではColburn および Hangen のデータを整理した Colburn の式[(9)]を用いている。

$$H_c=161(\Delta T)^{0.25}\frac{(p_s)_{l.m}}{(p_a)_{l.m}}\quad\cdots\cdots(9)$$

$$(p_s)_{l.m}=\frac{p_{sj}-p_{sm}}{\ln(p_{sj}/p_{sm})}\qquad(p_a)_{l.m}=\frac{p_{aj}-p_{am}}{\ln(p_{aj}/p_{am})}$$

ここに，
H_c：空気を含む蒸気の凝縮熱伝達率 (kcal/m²•h•℃)
ΔT：主ふん囲気温度—壁温度 (℃)
p_{aj}：凝縮水膜上の空気分圧 (kg/m²)
p_{sj}：凝縮水膜上の蒸気分圧 (kg/m²)
p_{am}：主ふん囲気の空気分圧 (kg/m²)
p_{sm}：主ふん囲気の蒸気分圧 (kg/m²)

高さ30 cmの伝熱面に厳密測定した結果[(10)]や，実際に格納容器のモデルを作り高さ30，60 cmの伝熱面を設けて行なった模擬事故実験の結果[(11)]などによれば次式で表わせることがわかった。

$$N_u=2.30(S_c)^{-1.08}(G_r)^{\frac{1}{4}}\quad\cdots\cdots(10)$$

ここに，
N_u：ヌッセルト数$=\dfrac{H_c\cdot L}{k}$
S_c：シュミット数$=\dfrac{\nu}{D}$
G_r：グラスホフ数$=g\left(\dfrac{\rho_m-\rho_W}{\rho}\right)L^3/\nu^2$
L：伝熱面高さ (m)
k：混合気体の熱伝導率 (kcal/m•h•℃)
ν：混合気体の動粘性係数 (m²/s)
D：非凝縮性気体に対する水蒸気の拡散係数 (m²/s)
g：重力の加速度 (m/s²)

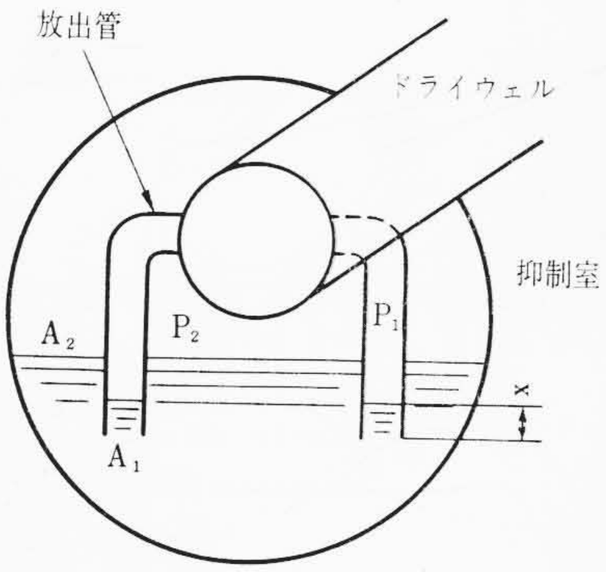


図2　抑制室説明図

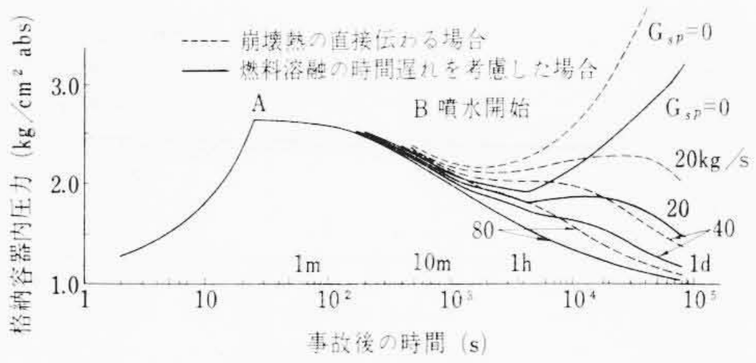


図3　格納容器内圧力変化

ρ：混合気体密度　(kg s²/m⁴)

ρ_m：主ふん囲気温度における混合気体密度 (kg s²/m⁴)

ρ_W：壁温における混合気体密度　(kg s²/m⁴)

(10)式により計算される熱伝達率は(9)式により計算される値よりやや低い。

3.5　放出管内の水の運動

圧力抑制形では放出管は水中約1m浸されているのが普通である。最大仮想事故が生じてドライウェル内の圧力が高まるとこの放出管内の水を押し出すがこの1mの区間を押し出すのにどの程度時間がかかるかが重要になる。この水の運動は次式で決定される(図2参照)。

$$x\frac{d^2x}{dt^2}+\left(\frac{dx}{dt}\right)^2+\frac{xg}{C_m}\left(1+\frac{A_1}{A_2}\right)+\frac{g}{C_m\gamma}(p_1-p_2)$$
$$-\frac{lg}{C_m}\left(1+\frac{A_1}{A_2}\right)=0 \quad\cdots\cdots(11)$$

$$t=0 \text{ で} \qquad x=l, \qquad \frac{dx}{dt}=0$$

ここに，x：放出管内の水の高さ　(m)

C_m：実際に運動する水量と放出管内水量との比

A_1：放出管断面積　(m²)

A_2：抑制室の水の自由表面積　(m²)

γ：水の比重量　(kg/m³)

p_1：ドライウェル内圧力　(kg/m²)

p_2：抑制室内圧力　(kg/m²)

l：放出管差込深さ　(m)

管系の圧力損失が少ないときは管内水の放出終了時にドライウェル内圧が最大になる。圧力損失が大きい場合には圧力容器よりの放出量とドライウェルからの放出量がバランスする際に最大圧力が生ずる。

放出管よりの蒸気は抑制室内プール水中で完全に凝縮されることが実験より明らかとされている。

3.6　圧力の計算

圧力容器，格納容器，ドライウェル，抑制室などを一つの系と考えてそれぞれ体積，質量，エネルギの保存則を適用する。

$$V_0=V_a+V_s+V_m \quad\cdots\cdots(12)$$

$$M_0\mathrm{H_2O}=\frac{V_s}{v_s}+\frac{V_W}{v_w}+\int_0^t w_{in}\,dt-\int_0^t w_{ex}\,dt \quad\cdots\cdots(13)$$

$$M_0{}^a=\frac{V_a}{v_a}+\int_0^t w_a\,dt \quad\cdots\cdots(14)$$

$$E_0=\frac{V_a}{v_a}i_a+\frac{V_s}{v_s}i_s+\frac{V_W}{v_w}+\int_0^t e_{in}\,dt-\int_0^t e_{ex}\,dt \quad\cdots(15)$$

ここに，V：体積　(m³)

M：質量　(kg)

E：エネルギ　(kcal)

v：比体積　(m³/kg)

w：流量　(kg/s)

e：エネルギ流量　(kcal/s)

添字　0：初期の　a：空気の

s：蒸気の　w：水の

in：系内にはいる　ex：系外へ出る

$\mathrm{H_2O}$：蒸気および水を含めた

上式で

$\int_0^t w_{in}\,dt$ ≃圧力容器の場合ポンプによる循環量，格納容器およびドライウェルの場合圧力容器よりの放出

$\int_0^t w_{ex}\,dt$ ≃圧力容器の場合圧力容器よりの放出量，格納容器の場合スプレー抽出量　ドライウェルの場合放出管よりの流出量

$\int_0^t w_a\,dt$ ≃ドライウェルから抑制室へ移行する空気

$\int_0^t e_{in}\,dt$ ≃前述の $\int_0^t w_{in}\,dt$ にともなって系内に入るエネルギ，崩壊熱量，圧力容器の冷却にともなって放出されるエネルギ

$\int_0^t e_{ex}\,dt$ ≃前述の $\int_0^t w_{ex}\,dt$ にともなって系外にもち出されるエネルギ，格納容器やコンクリートに吸収されるエネルギ

エネルギは蒸気，水，および空気のおのおのにつき計算し求めなければならない。このようにして上記積分項が求まればすでに V_0, $M_0\mathrm{H_2O}$, $M_0{}^a$, E_0 は求まっているので式(12)～(14)を解けば物性値のみを含んだ一つの式が得られる。各時間ごとに上記バランスを求め得られた物性値より相当する飽和圧力が求まり，この値に空気分圧を加えたものが系の圧力として求まる。

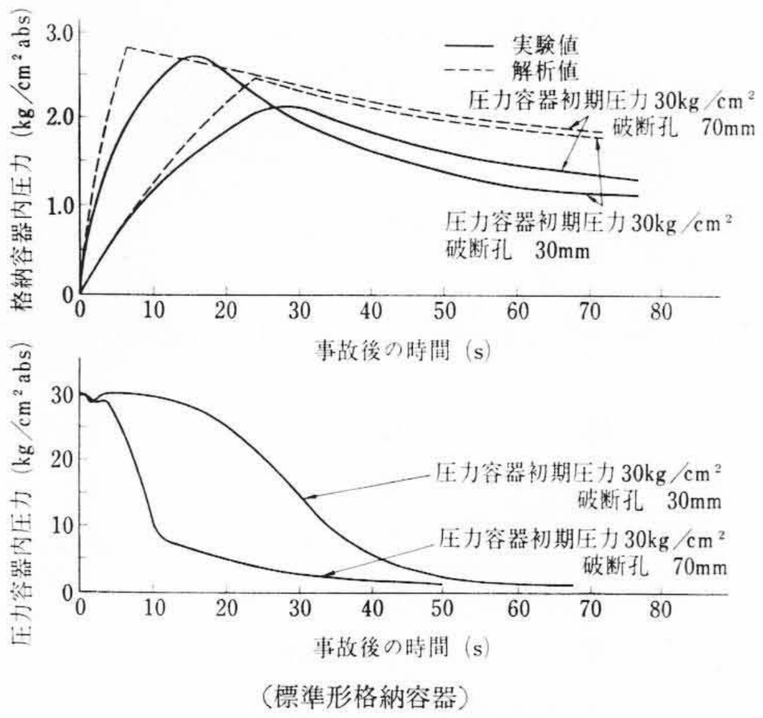
4.　計算結果および実験値との比較

4.1　標準形格納容器

代表的な例としてドレスデン1号原子力発電所を選び最大仮想事故後の格納容器内圧力変化を求めた結果を示したのが図3である。

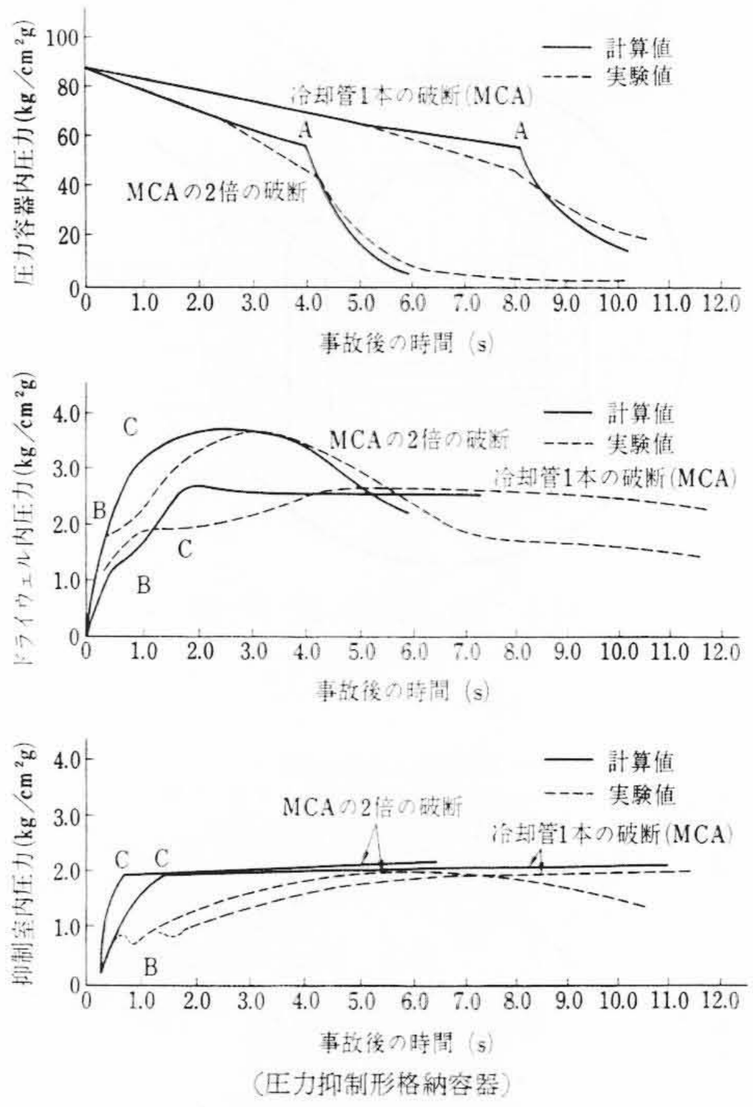
A点は圧力容器よりの放出が終了した点を示しB点はこのときより格納容器噴水を作動させたことを示している。

点線は崩壊熱量が燃料から直接に格納容器内に伝わったと仮定して(6)式で計算した場合であり実線は崩壊熱が燃料の加熱に使われるために時間遅れをもって放水されることを考えて(7)式で計算した場合である。両者とも噴水量を0, 20, 40, 80 kg/s と変化させている。ドレスデン炉の場合噴水量として40 kg/s 程度を行なえば長時間後の圧力上昇を押えることができる。ドレスデン炉の格納容器噴水系に容量38 kg/s のポンプを2台(1台予備)設けているのも理解できる。日立製作所で行なった小規模モデル実験の結果[12]との比較を図4に示す。圧力上昇の様子はかなりよい近似で表わせることがわかる。



(標準形格納容器)

図4　模擬事故実験値と計算値の比較



(圧力抑制形格納容器)

図5　模擬事故実験値と計算値の比較

4.2　圧力抑制形格納容器

ボデガベイ原子力発電所を対象として最大仮想事故後の圧力容器内圧力，ドライウェル内圧力および抑制室内圧力変化を求めた結果を**図5**に示す。A点は圧力容器より水および蒸気混合物の放出が終了した点を示している。A点以後は圧力容器より蒸気が流出する。

B点は放出管より水が流出し終った点を示し，これ以後は空気が抑制室に流入するので抑制室圧力が上昇し始める。C点はドライウェル内にはじめにあった空気が全部抑制室内に流出し終った点を示している。C点以後は放出管からは水および蒸気のみが放出されるが蒸気は完全に凝縮されるので抑制室圧力は上昇しない。ドライウェルの最大圧力はC点よりやや後に生じている。**図5**にはボデガベイ炉のモデル実験値[13]と計算値との比較をも示した。圧力容器管路の破断面積が最大仮想事故(MCA)時とその2倍の場合の2ケースにつき比較した。

実験値とかなりよく一致しているとみてよい。抑制室内圧力は初期でやや開きがあるがこれは計算ではドライウェル内の空気が放出管を通しまず全部流出してから次に蒸気および水の混合物が流出すると仮定しているためと思われる。実際にこの仮定の場合が抑制室内圧力を最も高く見積る計算となり設計圧を決める条件としては安全側である。

5.　結　　言

沸騰水形原子炉でこれまで用いられている標準形格納容器と圧力抑制形格納容器について最大仮想事故時の圧力変化の計算方法を紹介した。複雑な現象を単純化して解析したが実験値ともかなり良く一致することがわかった。しかし飽和水の流出の問題，非凝縮性ガスを含む蒸気の凝縮の問題，水中に蒸気を吹き出した場合の水の挙動など細部について検討すべき問題が多く残されており今後の実験研究により修正してゆくつもりである。

終わりに本研究の実施に当たり終始ご指導賜わった日立製作所日立工場島井澄副部長にまた有益なご示唆を賜わった日立中央研究所田上嵩氏，日立研究所藤江秀夫氏に厚くお礼申し上げる。

参　考　文　献

(1)　大木，林：原子力発電 **7**，4 (1963)
(2)　小笠原：機械学会論文集 **31**，751 (1965)
(3)　川合，金井，永井：昭和40年原子力学会年会要旨集 **384**，(1965)
(4)　ANL-6469：Nuclear Reactor Heat Transfer (1961-12)
(5)　ANL-5800：Reactor Physics Constants (1958)
(6)　Vallecitos Final Hazard Summary Report：**164** (1959-11)
(7)　Yankee Type PWR Technical Information and Hazard Summary Report
(8)　昭和41年度日本機械学会原子動力講習会予稿集
(9)　Mc Adams：Heat Transmission 1 st ed. **277** (1933)
(10)　日本原子力産業会議：昭和39年度定例研究会年会報告書 **296** (1965)
(11)　昭和41年度日本機械学会原子動力講習会予稿集
(12)　日本原子力産業会議：昭和39年度定例研究会年会報告書 **300** (1965)
(13)　Bodega Bay Preliminary Hazard Summary Report. (1962)