

JAERI-M
91-175

1次系強制減圧操作によるPWRシビア
アクシデントマネジメント

1991年10月

日高 昭秀・杉本 純・藪下 幸久*・早田 邦久

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）
あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

1次系強制減圧操作によるPWRシビアアクシデントマネジメント

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部
日高 昭秀・杉本 純・藪下 幸久*・早田 邦久

(1991年10月1日受理)

PWRでは、全交流電源が喪失されることによりシビアアクシデントに至る場合がある。この場合には、1次系の圧力が高圧に維持された状態で事故が進展する。事故の進展を緩和させる手段として、1次系の圧力を原子炉圧力容器破損前に強制的に減圧し、蓄圧注入系を作動させることができれば、蓄圧注入系からの注水により炉心が冷却され、原子炉圧力容器破損を遅らせることができると同時に、原子炉圧力容器破損時に高圧の1次系からの溶融物放出及び放出された溶融物による格納容器直接加熱を防止できると考えられている。したがって、PWRシビアアクシデント時の1次系強制減圧操作は、事故影響緩和のための有効なアクシデントマネジメントの一つとして考えられる。

このような1次系強制減圧操作の効果を評価するため、PWRの全交流電源喪失事故に起因するシビアアクシデント時に、運転員が意図的に加圧器逃し弁(PORV)を開き1次系を強制減圧させた場合の効果について解析を行った。解析には、米国原子力規制委員会(USNRC)とのSFD(Severe Fuel Damage)研究計画協定に基づいて入手し、性能評価を行っているSTCP(Source Term Code Package)の構成コードであるMARCH 3.0を用いた。

解析の結果、以下の結論が得られた。

- 1) 原子炉圧力容器破損前に有効な1次系減圧を行えば、原子炉圧力容器破損までの時間を減圧操作無しの場合と比べて約160分延長できる。また、たとえ原子炉圧力容器が破損したとしても、高圧溶融物放出や格納容器直接加熱を防止でき、格納容器の健全性を確保することができる。
- 2) 減圧操作開始時刻は、全炉心崩壊時刻及び原子炉圧力容器破損時刻に大きな影響を与えないが、炉心溶融開始時刻は、減圧操作開始時刻が早い程遅くなる。
- 3) 減圧速度が小さいと、蓄圧注入系が作動する前に1次系がかなり高圧の状態のまま原子炉圧力容器破損が起こる。有効な1次系減圧を行うために必要な減圧速度は飽和蒸気放出で45.1kg/s(2個のPORVの容量相当)以上である。

Severe Accident Management of PWR by an Intentional
Primary System Depressurization

Akihide HIDAKA, Jun SUGIMOTO, Yukihiisa YABUSHITA*
and Kunihisa SODA

Department of Fuel Safety Research
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 1, 1991)

Some of PWR severe accidents are initiated by loss of all AC power. In these cases, accident would proceed while the primary system pressure is still at high level. Thus it is proposed that an intentional depressurization of the primary system has a potential to enhance core cooling by lowering the system pressure, actuating the accumulator injection system and cooling the core. It would delay reactor pressure vessel melthrough and prevent HPME (High Pressure Melt Ejection) and DCH (Direct Containment Heating).

Effectiveness of an intentional primary system depressurization was investigated by performing analysis with MARCH3.0 for cases in which an operator was assumed to open PORVs during a TMLB' sequence of a PWR severe accident.

The present analyses showed that:

- (1) If an effective depressurization is performed by an operator before reactor vessel melthrough, core melt, core collapse and reactor pressure vessel melthrough could be delayed up to about 160 minutes by early initiation of accumulator injection. Furthermore HPME and DCH could be prevented even if reactor pressure vessel melthrough occurs.

* IEAJ Corporation

- (2) Timing of depressurization initiation has little effect on the timing of reactor pressure vessel meltthrough and an overall accident progression. However, early depressurization would delay melt initiation.
- (3) If depressurization rate is not large enough, reactor pressure vessel meltthrough would occur before accumulator injection under the condition of large pressure difference between the primary system and containment, and HPME could not be prevented. It is also found that depressurization rate more than 45.1kg/s for saturated steam, which is equivalent to two PORVs capacity, is needed for an effective depressurization.

Keywords : Depressurization, Severe Accident, Accident Management, Reactor Pressure Vessel Meltthrough, Direct Containment Heating, High Pressure Melt Ejection, Accumulator Injection, PORVs Opening, STCP, MARCH3.0 Code

目 次

| | |
|-----------------------------|----|
| 1. 序論 | 1 |
| 2. 解析方法 | 3 |
| 2.1 計算コード | 3 |
| 2.2 入力データ | 3 |
| 2.3 解析条件 | 4 |
| 3. 解析結果 | 10 |
| 3.1 ベースケース | 10 |
| 3.2 感度解析 | 12 |
| 3.2.1 減圧操作開始時刻の影響 | 12 |
| 3.2.2 減圧速度の影響 | 17 |
| 3.2.3 解析モデルの限界と検討事項 | 20 |
| 4. THALESコードによる解析との比較 | 49 |
| 5. 結論 | 57 |
| 謝 辞 | 57 |
| 参考文献 | 58 |
| 付録A MARCH 3.0入力データ | 60 |

Contents

| | |
|---|----|
| 1. Introduction | 1 |
| 2. Method of Analysis | 3 |
| 2.1 Computer Code | 3 |
| 2.2 Input Data | 3 |
| 2.3 Analytical Conditions | 4 |
| 3. Results of Analyses | 10 |
| 3.1 Base Case | 10 |
| 3.2 Sensitivity Analyses | 12 |
| 3.2.1 Effect of Timing of Depressurization Initiation | 12 |
| 3.2.2 Effect of Rate of Depressurization | 17 |
| 3.2.3 Model Limitations and Future Works | 20 |
| 4. Comparison with the Analyses using THALES code | 49 |
| 5. Conclusions | 57 |
| Acknowledgement | 57 |
| References | 58 |
| Attachment A MARCH 3.0 Input Data | 60 |

1 . 序論

PWRの全交流電源喪失を起因事象とするシビアアクシデント時に、長期にわたって外部電源が回復せず工学的安全施設が作動しない場合は、1次冷却系の圧力が高圧に維持された状態のまま炉心が溶融し、原子炉压力容器（RPV：Reactor Pressure Vessel）が溶融破損する可能性がある。この時、高温・高圧の1次系から溶融デブリが冷却材とともに格納容器内に放出される（HPME：High Pressure Melt Ejection）。放出されたデブリは、図1.1に示すように、放出の際に微粒子化され表面積が大きくなり、溶融デブリ中に含まれている未酸化金属の酸化反応熱により格納容器雰囲気が瞬時に直接加熱（DCH：Direct Containment Heating）され、格納容器が過圧破損する可能性がある。このような状況を避け、事故影響を緩和するためのアクシデントマネジメントの一つとして、運転員等による1次冷却系強制減圧が有効であると考えられている^{1),2)}。運転員等により、原子炉压力容器破損以前に1次冷却系が蓄圧注入系作動圧まで減圧された場合、蓄圧注入系が作動し炉心が冷却されるために原子炉压力容器破損を防止できる可能性がある。また、たとえ原子炉压力容器の破損防止に失敗しても、破損時刻が大幅に遅れると同時に、破損時のHPME及びDCHを回避できると考えられている。

そこで、日本原子力研究所では、MARCH 3.0コード³⁾を用いて、代表的な4ループPWR（Indian Point 3号炉）の全交流電源喪失事故シーケンス（TMLB'）において、原子炉压力容器破損以前に、運転員が意図的に加圧器逃し弁（PORV：Power Operated Relief Valve）等を開くことにより1次冷却系を強制的に減圧した場合の効果について解析を行った。また、減圧操作が行われた場合の1次系内熱水力挙動や減圧開始時刻及び減圧速度が事故進展へ及ぼす影響について感度解析を行うとともに、THALESコード⁴⁾を用いた類似解析⁵⁾との比較を行った。

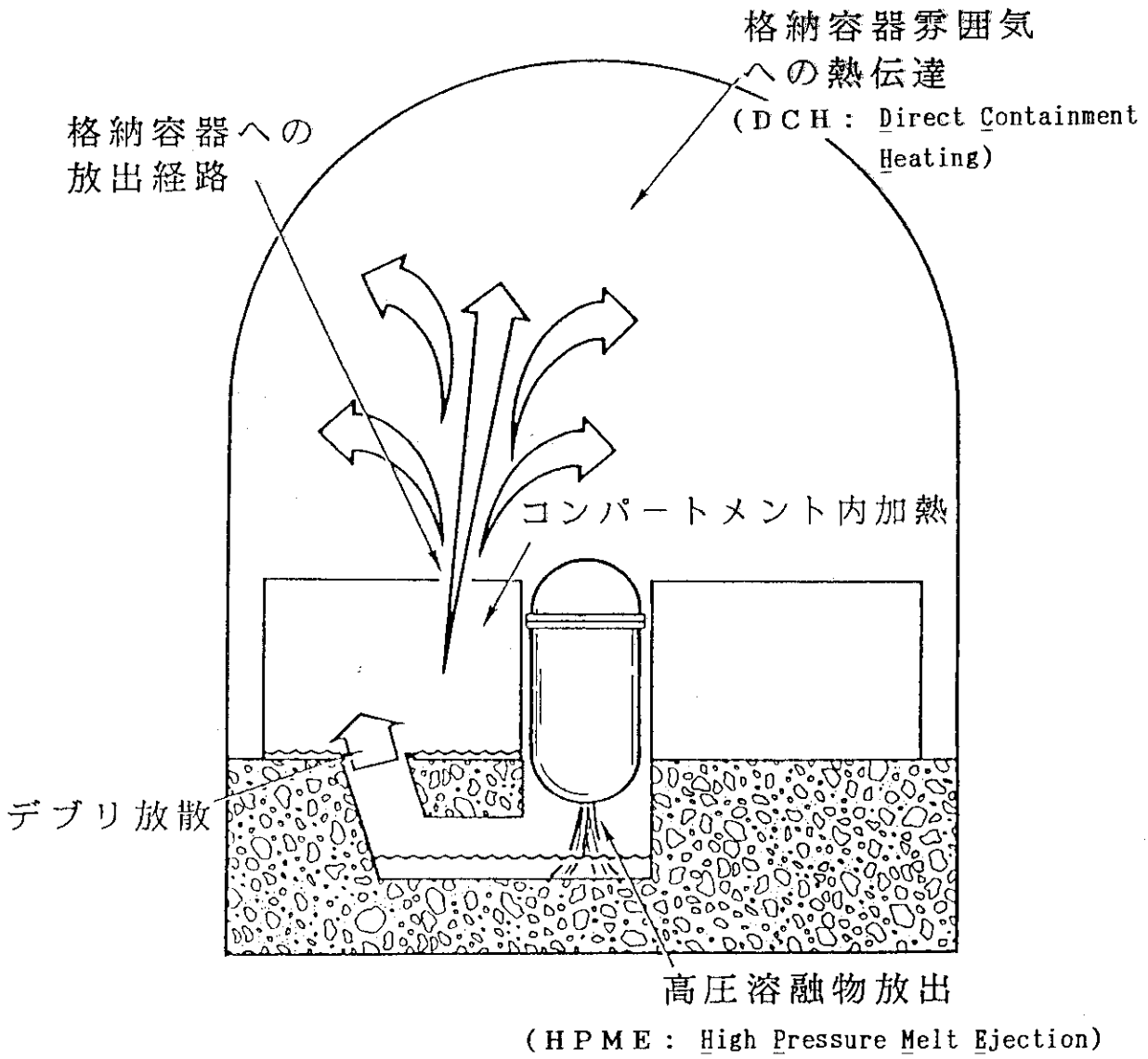


図 1. 1 格納容器直接加熱 (DCH: Direct Containment Heating)

2. 解析方法

2.1 計算コード

解析に用いた計算コードは、ソースタームコードパッケージ (STCP-Mod 1.0³⁾) の構成コードである MARCH 3.0 コード³⁾ である。

STCP は、USNRC の委託によりバテルコロムバス研究所 (BCL; Battelle Columbus Laboratory) がシビアアクシデント時のソースターム評価用に開発した BMI-2104 計算コード群⁶⁾ を基に、現象間のフィードバック効果や入出力インターフェイスに関してさらに改良を加えた計算コードで、USNRC がソースターム評価用の標準コードとして位置付けているものである。図 2.1 に STCP を構成する計算コード⁷⁾⁻¹⁵⁾ を示す。STCP の検証は、STCP の原型である BMI-2104 計算コード群に対して ORNL (Ork Ridge National Laboratory) が実施¹⁶⁾ し、原研においても SFD 計画、OECD/LOFT 計画、TMI-2 研究開発等の国際協力から得られる実験データ及びソースターム評価試験 (EPSI) の実験データ¹⁷⁾ 等を用いて個々のモデルの検証を行っている。

STCP は、シビアアクシデント時に想定される様々な事故事象を解析するが、このうち MARCH 3.0 コードは、炉心、1 次冷却系、格納容器内の熱水力挙動全般に関する解析を行うコードである。MARCH 3.0 コードでは、熱水力挙動、冷却材喪失、炉心露出、ジルカロイ-水反応、燃料温度上昇、FP 放出、炉心溶融、溶融デブリの原子炉圧力容器下部ヘッドへの落下、原子炉圧力容器の溶融貫通、原子炉キャビティにおける溶融炉心/コンクリート反応、水素燃焼、格納容器破損、工学的安全施設の作動等の諸現象を簡易モデルで取扱う。

2.2 入力データ

原研が開発した THALES コードによる米国の Indian Point 3 号炉を対象とした先行解析例⁵⁾ との比較を容易にするため、本解析においても対象プラントとして Indian Point 3 号炉を選択した。Indian Point 3 号炉は、Westinghouse 社製の 4 ループ PWR で定格出力は 3025 MWt、大型乾式格納容器を備えている。

本解析では、入力データ作成に当たり、Indian Point 3 号炉の最終安全解析書¹⁸⁾ 及び所有者である NYPA (New York Power Authority) がソースターム評価解析用に作成した MARCH 2.0 の入力データ¹⁹⁾ を参考にした。ベースケース解析で用いた MARCH 3.0 の入力データを付録 A に示す。主要な入力データを表 2.1 に示す。PORV、加圧器安全弁 (SRV: Safety Relief Valve) の流路断面積を決定する際に使用した MARCH 3.0 コードの臨界質量流量モデルを図 2.2 に示す。

2.3 解析条件

1) 工学的安全施設の作動状況

本解析で対象とした事故は、全交流電源喪失を起因事象とするシビアアクシデント (TMLB' シーケンス) であり、外部電源喪失に加えて非常用ディーゼル発電機 (DG) も起動しないため、交流電源を動力源とする工学的安全施設 (非常用炉心冷却装置 (ECCS)、出力変換系、補助給水系、格納容器スプレイ、格納容器ファンクーラー) は、事故開始後すべて不作動とした。

2) 炉心部分のノード分割

図 2.3 に示すように軸方向 24 ノード、径方向 3 ノードとした。

3) 炉心溶融モデル

MARCH 3.0 には、炉心溶融モデルとして図 2.4 に示すように 3 つのモデル (モデル A、B、C) の中から一つを選択するようになっている。モデル A では、炉心内に溶融領域が形成された場合、溶融領域の平均温度が溶融温度に保たれたまま溶融領域は下に広がって行くとして仮定している。モデル B では、溶融領域は上方または径方向に広がって行き、さらに上部支持板への熱輻射を考慮している。モデル C では、溶融領域はただちに下部ヘッドに落下すると仮定している。また、いずれのモデルも全炉心の 75% が溶融または炉心支持板が破損すると、未溶融燃料や構造材を含めて全炉心が崩壊するとしている。

モデル A は、下方向への熱伝達が大きく、炉心水位の直上での金属-水反応が激しくなるため炉心の温度上昇を保守側に評価する。モデル B は、炉心の溶融割合が 50% 以下の時はモデル A とほぼ同様の結果になるが、50% 以上の時はモデル A の方が温度上昇を速く評価する。モデル C は、溶融するとただちに下部ヘッドに落下すると仮定しているため、下部ヘッドでの冷却材の沸騰が激しくなり金属-水反応による温度上昇は非常に大きくなる。また、炉心のドライアウトも速くなる。このため、モデル C は非現実的であると考えられている⁷⁾。本解析では、炉心の温度上昇を保守側に評価する溶融モデル A を選択した。

本解析では、さらに、溶融した領域が徐々に下部ヘッドに落下する”段階的スランピング”モデルのオプションも選択した。”段階的スランピング”モデルは、ある半径方向ノードの下から 3 番目のノードが溶融すると、そのノードより上部のリング状の溶融ノードのみが下部ヘッドに落下するというモデルである。このオプションを選択することにより、溶融炉心が一度に下部ヘッドに落下するという単純な全炉心崩壊モデルに代って、炉心が半径方向のリング毎に溶融崩壊する現象を模擬することができる。”段階的スランピング”モデルを選択しない場合は、全炉心の 75% が溶融または炉心支持板が破損した時に全炉心が一度に下部ヘッドに落下する。

4) 炉心及び下部ヘッドの損壊条件

MARCH 3.0コードの標準モデルでは、ウラン-ジルコニウム-酸素共晶体の融点である2277°Cに達すると燃料が溶融し始め、炉心支持構造物はステンレス鋼の融点である1400°Cになると損壊し、炉心の溶融割合が75%に達した場合または炉心支持板が損壊した場合に未溶融ノードも含めて全炉心が下部ヘッドに落下する。また、下部ヘッドは、原子炉压力容器内圧力、デブリ重量、デブリ温度で決まる下部ヘッドの引張り応力が下部ヘッド損壊応力である300MPa (44095 psi) を越えると下部ヘッドが損壊するとし、損壊後は下部プレナム構造物を含む全デブリが原子炉キャビティに落下するとしている。本解析では、NYP Aが実施したソースターム評価解析¹⁹⁾と同様に、上述したMARCH 3.0コードの標準モデルを採用した。なお、MARCH 3.0コードは、原子炉压力容器破損時のデブリの放出に関して詳細な扱いはしていない。

5) 格納容器からの漏洩

格納容器破損までは漏洩が生じないものと仮定した。

表 2. 1 主要な入力データ

| 機器名 | 項目 | 入力データ |
|-------------------|----------------------|---|
| 加圧器逃がし弁 (PORV) | 個数 | 2 |
| | 開設定圧 | 16.2 MPa |
| | 定格流量 (開設定圧) | 81200 kg/hr/個 |
| | 流路断面積 ^{*1)} | $8.65 \times 10^{-4} \text{m}^2/\text{個}$ |
| 加圧器安全弁 (SRV) | 個数 | 3 |
| | 開設定圧 | 17.2 MPa |
| | 定格流量 (開設定圧) | 190508 kg/hr/個 |
| | 流路断面積 ^{*2)} | $1.73 \times 10^{-3} \text{m}^2/\text{個}$ |
| 蓄圧注入系 | 初期保有水量 | 79290 kg |
| | 保有水温度 | 50°C |
| | 注入開始設定圧力 | 4.44 MPa |
| 格納容器 (大型乾式) | 体積 | $7.39 \times 10^4 \text{m}^3$ |

*1) 図 2. 2 に示す MARCH 3. 0 コードに用いられている臨界質量流量の特性から、PORV の開設定圧である 16.2 MPa (2350 psia) の時の気相単相放出領域の臨界質量流量が $9.39 \times 10^7 \text{kg/hr/m}^2$ (5340lb/sec/ft^2) であることを用いて定格流量との比をとって求めたものである。

*2) *1) と同様に SRV の開設定圧である 17.2 MPa (2495 psia) の時の気相単相放出領域の臨界質量流量、 $1.10 \times 10^8 \text{kg/hr/m}^2$ (6260lb/sec/ft^2) と定格流量との比から SRV の流路断面積を求めた。

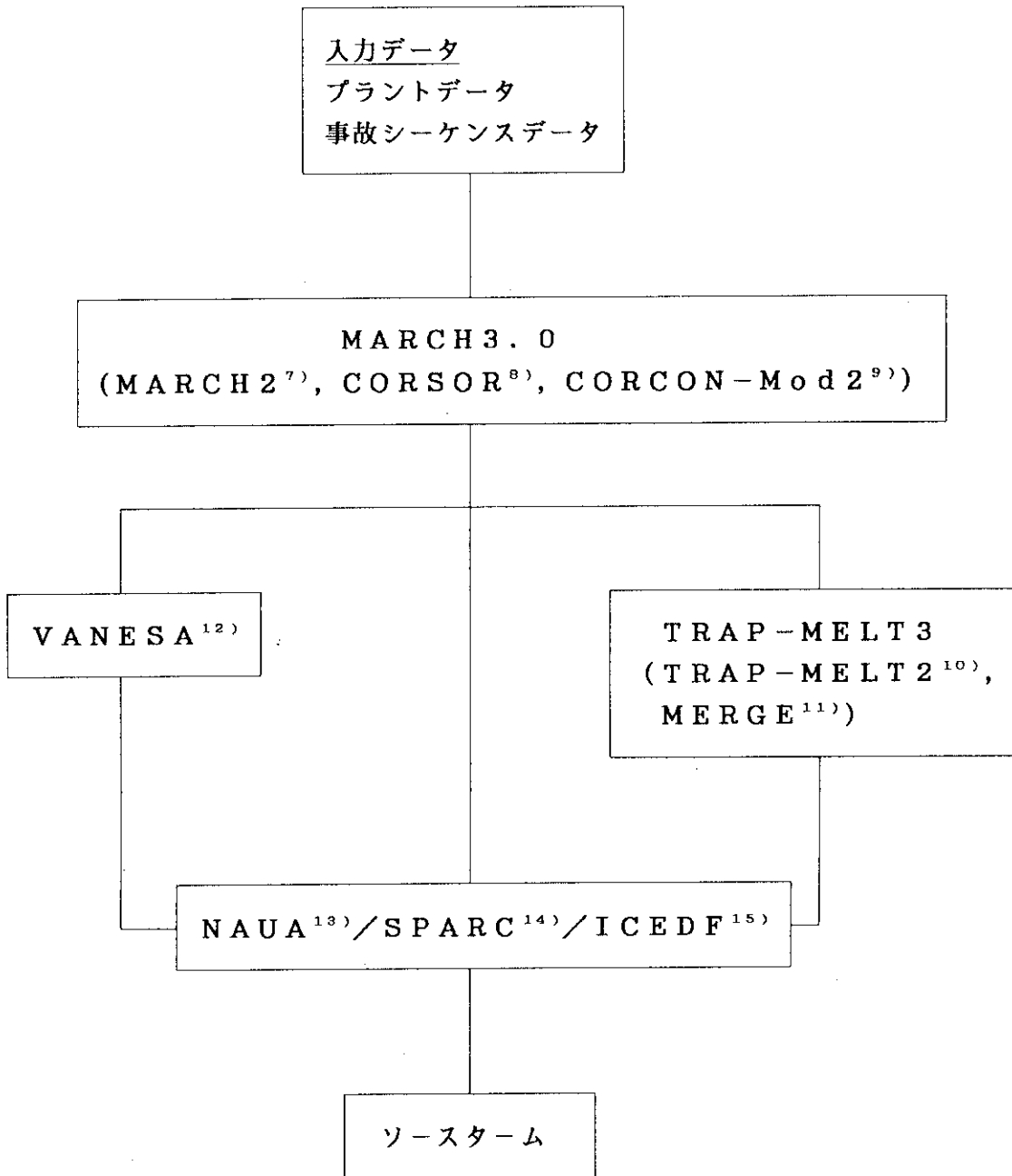
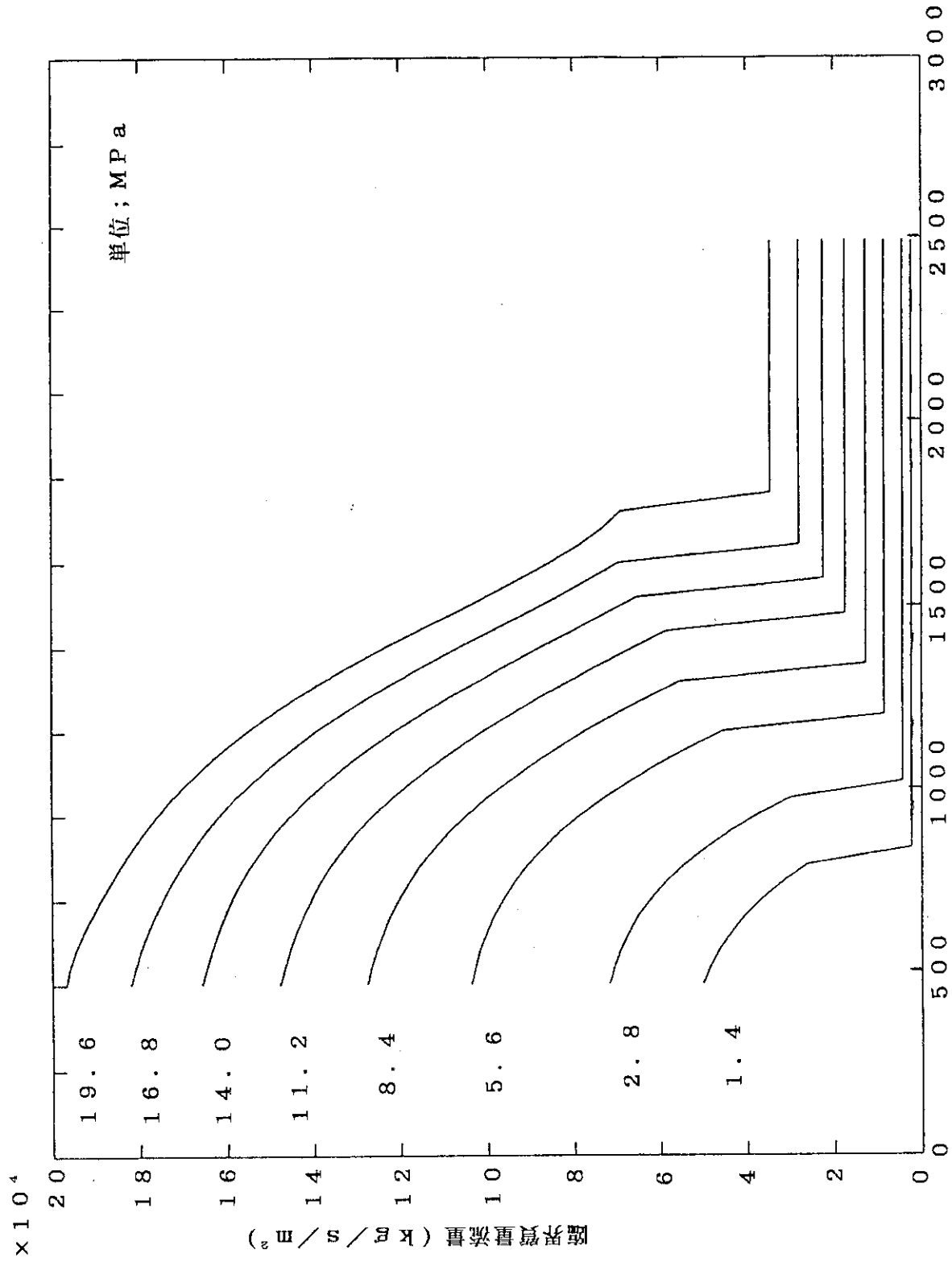


図2.1 STCPを構成する計算コード



比エンタルピー (kJ/kg)
 図 2. 2 MARCH 3. 0 コードの臨界流モデル

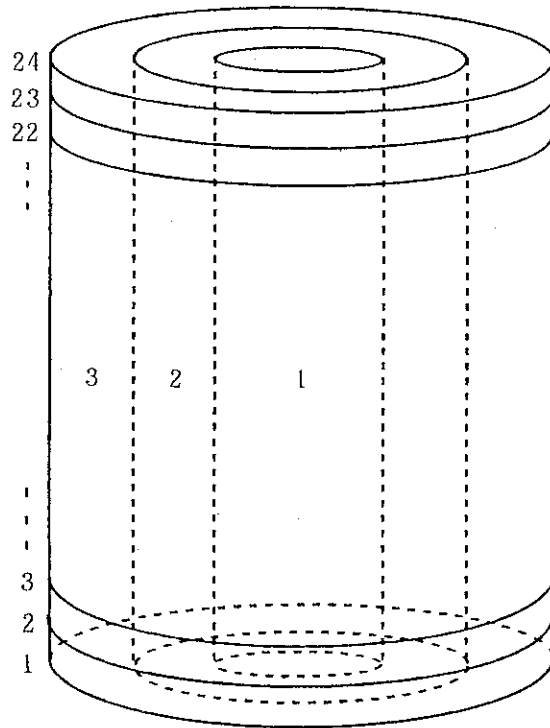


図 2. 3 炉心部分のノード分割

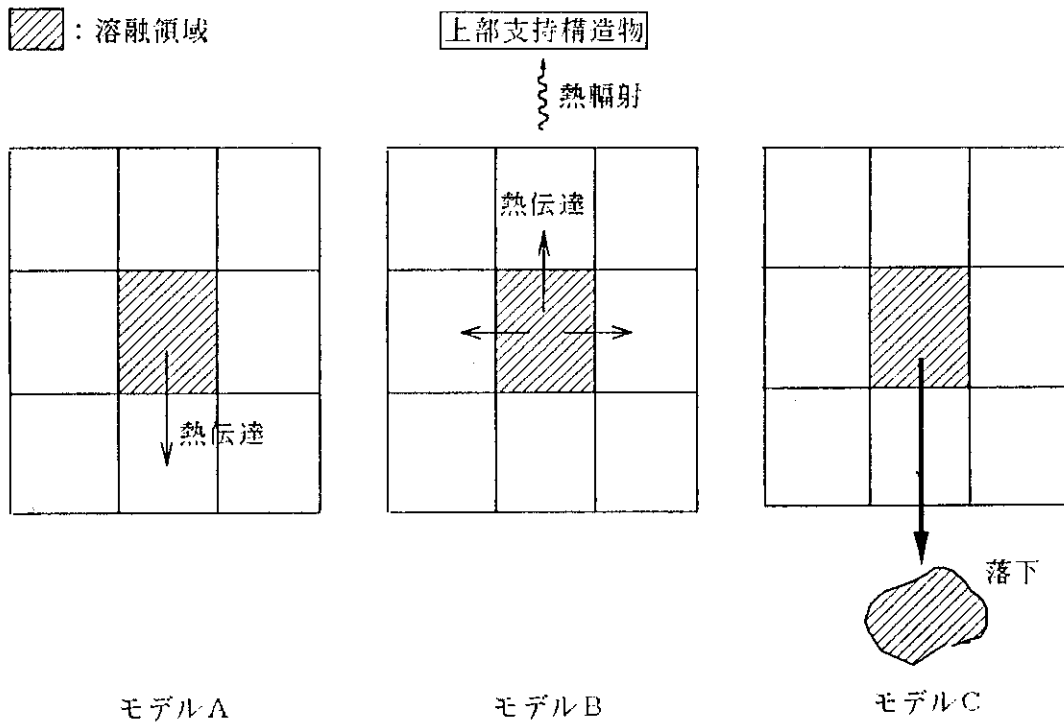


図 2. 4 炉心溶融モデル

3. 解析結果

3.1 ベースケース

3.1.1 事象の進展

TMLB' シーケンス時には、2次系への給水が喪失し、さらにECCSの注入がないため、1次系の冷却水は次第に失われ、最終的には炉心が露出することにより燃料温度が上昇し、炉心溶融に至る。燃料が高温になり核分裂生成物(FP)が燃料から放出される間、1次系圧力はほぼPORV開設定圧となり、1次冷却材はPORVを通過して格納容器へ流出する。溶融炉心が原子炉圧力容器の下部ヘッドを高温にし下部ヘッドを破損させると、原子炉圧力容器が破損するため1次系の圧力が低下し、蓄圧注入系の冷却水が原子炉圧力容器に流入し融体と共に格納容器に流出する。ベースケース解析で得られた事故開始から原子炉圧力容器の下部ヘッドが損壊するまでの主要な事象発生時刻を表3.1.1に示す。

3.1.2 解析結果

(1) 1次系圧力

1次系圧力の時間変化を図3.1.1に示す。図において事故発生時刻を0分とした。事故発生と同時に蒸気発生器への給水は停止するが、原子炉がスクラム停止した直後は、蒸気発生器での除熱が崩壊熱を上まわるため、1次系圧力は減少する。一方、図3.1.2に示すように、蒸気発生器2次側冷却材保有量は沸騰により減少し続ける。このため、図3.1.3に示すように事故発生後約7分(以下本解析では、時間はすべて事故発生後の時間を表わす)には蒸気発生器での除熱量が崩壊熱を下まわるため、1次系圧力はわずかに上昇に転じる。しかし約16分には蒸気発生器の除熱量が再び崩壊熱を上まわるため、1次系圧力は減少し始める。約45分には、蒸気発生器の2次側冷却水が初期保有水量の1/10にまで下がり、蒸気発生器での除熱量が急激に減少する。これは、MARCH3.0コードでは、蒸気発生器の2次側保有水量が初期保有水量の1/10になると、1次側から2次側への熱伝達率を1/10にしていることによる。このため、崩壊熱が蒸気発生器での除熱量を上まわり1次系圧力は急上昇し、50分にはPORVの開設定圧に達する。以後、PORVの自動開閉により1次系圧力はほぼPORVの開設定圧に維持され、PORVからの冷却材の流出により130分に炉心が露出する。その後、露出部分の燃料の温度は上昇し、155分に燃料の溶融が始まる。184分に全炉心崩壊が起こり、燃料が融体となって炉心下部支持板上に落下する。この時、溶融物が残存している冷却材を急激に沸騰させるため、1次系圧力は一時的にPORVの開設定圧以上に上昇する。186分に炉心下部支持板が損壊し、溶融物は原子炉圧力容器の下部ヘッド上に落下する。195分

に原子炉圧力容器の下部ヘッドが高温になるため応力損壊し、溶融物と原子炉圧力容器内の冷却材が格納容器中に放出され、1次系圧力が急低下する。その結果、蓄圧注入系が作動し、冷却水が原子炉圧力容器中に注入され、あわせて格納容器内の原子炉キャビティに流出する。なお、図3.1.1に示すように、80分～89分に1次系圧力が一時的にPORVの開設定圧力以上に上昇しているが、これは、1次系の沸騰により大量の水蒸気が発生したためである。

(2) 1次系内混合水位

1次系内混合水位の時間変化を図3.1.4に示す。ただし、ここで水位0は燃料棒下端に対応している。事故発生直後は、蒸気発生器での除熱量が崩壊熱による発熱量を上まわっている。このため、1次系全体の冷却材の温度が下がり収縮することにより水位は若干低下する。45分以降、蒸気発生器での除熱量が低下するため、1次系の冷却材は崩壊熱により熱膨張し、水位は徐々に上昇する。原子炉圧力容器内の冷却材温度を図3.1.5に、1次系内での水蒸気と水素の発生量を図3.1.6に示す。78分に原子炉圧力容器内の水温が飽和温度に達すると、蒸気発生量が急増しPORVからの冷却材流出量が増大するため、1次系内の混合水位は急激に低下する。PORVからの水、水蒸気、水素の放出量を図3.1.7に示す。85分には、1次系の水位低下により、PORVからの放出は蒸気が主体となる。その後も水位の低下は続き、130分に炉心が露出する。184分に炉心下部が溶融することにより上部の溶融物が炉心支持板上に落下（炉心スランピング）すると、炉心支持板上の水が蒸発することにより水位はさらに低下する。186分に炉心支持板が損壊し全炉心崩壊が起こると、下部ヘッド上に落下した溶融物の発熱により下部ヘッド上の水が蒸発し、原子炉圧力容器内の水はほとんど無くなる。

(3) PORVからの流出流量

PORVから流出する冷却材及び水素質量の時間変化を図3.1.7に示す。50分に1次系圧力がPORV開設定圧に達したため、PORVから冷却材が流出し始める。50分以後、水の流出が85分まで続く。85分以後は1次系内水位の低下により蒸気放出となる。80分～89分に、1次系の沸騰により大量の水蒸気が発生し、1次系圧力がPORV開設定圧力以上になるため、冷却材の流出流量が一時的に増加する。135分以降、ジルカロイ-水反応により発生した水素の放出が開始する。

(4) 炉心溶融割合と金属-水反応量

炉心の溶融割合と燃料被覆管の酸化割合の時間変化を図3.1.8に示す。燃料温度が1200℃を越える145分頃（図3.1.9参照）からジルカロイの酸化が活発化し、原子炉圧力容器損壊までにジルカロイの約30%が酸化される。また、炉心は155分頃から溶融し始め、全炉心の48%が溶融した184分に、炉心の中心部ノードの下から3番目のノードが溶融したために、それより上部のリング状の溶融ノ

ードが炉心支持板上に落下する。続いて186分に炉心支持板が溶融物により加熱され破損するため、未溶融領域を含む全炉心が崩壊し、それらは下部ヘッド上に落下する。

(5) 炉心の最高及び平均温度

炉心の最高及び平均温度の時間変化を図3.1.9に示す。炉心が露出する130分頃から燃料温度は上昇し始め、被覆管の温度が1200℃を越えると、ジルカロイ-水反応が活発化し、その酸化反応熱により燃料温度は急上昇する。ジルカロイ-水反応による発熱量を図3.1.10に示す。被覆管の温度が2277℃に達すると、その燃料ノードは溶融する。燃料ノードの溶融は155分に始まり、184分に炉心溶融物は炉心支持板上に落下する。186分に炉心支持板温度がその損壊温度(1400℃)に達し、全炉心は下部ヘッド上に落下する。195分に原子炉压力容器の下部ヘッド側面にかかる応力が降伏応力(300MPa(44095psi))以上となり、下部ヘッドは全面的に損壊し、下部ヘッド上の溶融物は格納容器内の原子炉キャビティに落下する。

3.2 感度解析

ベースケース解析では、運転員による事故収束に係る操作を考慮していない。実際には、運転員により事故の影響を緩和する対策をとることが期待できる。そこで、原子炉压力容器が破損する前に運転員が1次系圧力を減圧し、事故の早期収束を図る操作が行われた場合を想定し、減圧操作開始時刻と減圧速度の影響について感度解析を実施した。

3.2.1 減圧操作開始時刻の影響

減圧操作開始時刻の影響に関する感度解析では、表3.2.1に示すように減圧開始時刻を事故開始後30分から175分まで6通りに変化させて解析を実施した。ただし、PORVの容量は2弁相当とした。

3.2.1.1 解析結果

(1) ケース1 (30分に減圧開始)

事故開始後30分に、PORVを開放し1次系の減圧を行った場合の1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉压力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.1～図3.2.3に示す。

減圧操作により1次系圧力が蓄圧注入系の作動設定圧(4.4MPa)以下になると、蓄圧注入系からの注水が始まり、図3.2.3に示すように原子炉压力容器内

混合水位の上昇により炉心が冷却される。その後、崩壊熱により冷却材は熱せられ、炉心部での蒸気発生量が増加するため、1次系圧力は急上昇し蓄圧注入系からの注水が止まる。その後は、PORVからの冷却材の流出により再び炉心水位が低下し、炉心部での蒸気発生量の減少に伴い1次系圧力が低下し、再び蓄圧注入系からの注水が開始される。ただし、2回目の蓄圧注入系作動圧力は、1回目の作動で蓄圧器タンク内の圧力が低下するために、4.44 MPaよりも若干低くなる。ケース1では、蓄圧注入系が164分と217分に2回作動し、2回目の蓄圧注入系作動時に蓄圧器の保有水がすべて炉心に注入される。蓄圧注入系作動による炉心冷却のために、原子炉圧力容器は、PORV開操作無しのベースケースの場合よりも約187分遅れて382分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.66 MPaで、格納容器内圧力との差圧は0.14 MPaである。炉心最高温度は、1回目の蓄圧注入系作動直前に約2000℃に達しており、その後蓄圧注入系の作動により低下するが、2回目の蓄圧注入系作動直前には炉心熔融温度である2277℃に達している。蓄圧注入系作動により炉心最高温度は再び低下するが、277分に2277℃に上昇し、314分に全炉心崩壊が起こる。

(2) ケース2 (60分に減圧開始)

事故開始後60分に1次系の減圧を行った場合の1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.4～図3.2.6に示す。事象の進展はケース1とほぼ同じであり、蓄圧注入系は158分と214分に2回作動する。蓄圧注入系の作動により炉心が冷却されるために、原子炉圧力容器は、ベースケースの場合よりも約178分遅れて373分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.66 MPaで、格納容器内圧との差圧は0.15 MPaである。炉心最高温度は、1回目の蓄圧注入系作動直前に2277℃に達しており、その後蓄圧注入系の作動により低下するが、2回目の蓄圧注入系作動直前に1650℃、270分に再び2277℃に達している。305分に全炉心が崩壊し炉心温度は低下する。

ケース2の蓄圧注入系作動時刻は、減圧操作開始がケース1よりも遅かったにもかかわらず若干早めである。ケース1では蒸気発生器の除熱能力がまだ残されているうちに減圧操作を行ったために、蒸気発生器に加えてPORVからも1次系のエンタルピーが失われ、結果として蒸気発生器の除熱能力が保存された。ケース1の蒸気発生器の除熱期間は、ケース2よりも15分以上長く、60分過ぎまで除熱能力が保持された。このため、ケース1では、減圧操作開始後のPORVからの冷却材流出量が蒸気発生器の除熱によりケース2よりも低く抑えられ、炉心水位の低下が遅れた。一方、1次系の大幅な減圧は、PORVの開操作に加えて、炉心水位が低下し炉心での水蒸気発生量が減少した時に起こる。以上の理由から、ケース1の方が、1次系圧力が蓄圧注入系作動設定圧まで低下するのに時間がかかり、蓄圧注入系作動時刻が遅れたと考えられる。

(3) ケース3 (100分に減圧開始)

事故開始後100分に1次系の減圧を行った場合の1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.7～図3.2.9に示す。この場合には、ケース1、ケース2と異なって蓄圧注入系が160分に1回だけ作動し、その時、蓄圧器の保有水の全量が炉心に注入される。

本ケースでは、蓄圧注入系は1回しか作動しないがそれは以下の理由による。ケース3では、蓄圧注入系作動前に炉心温度は炉心溶融温度(2277℃)に達しており、蓄圧注入系作動までにより多くの水蒸気が発生するため、蓄圧注入系作動時の1次系の冷却材保有量は、ケース1、ケース2と比べて2割程度少ない。このため、蓄圧注入系作動時の冷却材温度の低下が大きく、崩壊熱によって冷却材が沸騰し1次系圧力が再び上昇するまで時間がかかる。この間に蓄圧器の保有水量の全量が炉心に注入される。一方、ケース1、ケース2では、蓄圧注入系作動時の1次系の冷却材保有量が多いため、注入時の冷却材温度の低下が小さく、1次系圧力が上昇するまでの時間が短い。このため、蓄圧器の保有水量の全量が注入される前に蓄圧注入系は一旦停止し、2回に分けて蓄圧注入系は作動した。

原子炉圧力容器は、ベースケースの場合よりも約162分遅れて357分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.67MPaで、格納容器内圧との差圧は0.16MPaである。炉心最高温度は、蓄圧注入系作動前に2277℃に達しており、その後259分に再び2277℃に達している。291分に全炉心が崩壊し炉心温度は低下する。ケース1、ケース2では蓄圧注入系が2回に分けて作動し、2度炉心は冷却されるが、ケース3では一度に蓄圧器の保有水量の全量が炉心に注入され、炉心は1回だけ冷却される。注入される冷却水の総量は同じであるが、1回で注入すると、ケース1、ケース2で見られた途中の炉心温度上昇は防げるが、原子炉圧力容器破損に至る最終的なヒートアップ開始時刻は早くなる。このため、ケース3の方が原子炉圧力容器の破損時刻は早く見積もられた。また、後述するケース4～ケース6と比べてもケース3の原子炉圧力容器破損時刻が最も早くなった。

(4) ケース4 (125分に減圧開始)

事故開始後125分に1次系の減圧を行った場合の1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.10～図3.2.12に示す。この場合には、ケース3と同様に蓄圧注入系が167分に1回だけ作動し炉心が冷却される。このため、原子炉圧力容器はベースケースの場合よりも約165分遅れて360分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.66MPaで、格納容器内圧との差圧は0.15MPaである。炉心最高温度は、蓄圧注入系作動前に2277℃に達しており、その後蓄圧注入系の作動により低下するが、260分に再び2277℃に達している。293分に全

炉心が崩壊し炉心温度は低下する。ケース3とほぼ同様の解析結果であるが、ケース4の方が減圧開始時刻が遅いため1次系圧力の低下が遅れ、蓄圧注入系作動前に炉心最高温度がより長く(約16分間)2277℃に維持される。

蓄圧注入系の1回目の作動開始時刻は、ケース1からケース4まではほぼ160分前後となり、ケース5以降は、減圧開始時刻の遅れにしたがって蓄圧注入系の作動開始時刻も遅れる結果となった。これは以下の理由による。蓄圧注入系の作動設定圧力まで1次系圧力が減圧するための条件としては、PORVの開操作に加えて、炉心水位が十分(炉心下端まで)低下し水蒸気の発生量が減少している必要がある。一方、本感度解析のようなPORV2弁相当の小破断(PORV自動開閉のベースケースも含む)では、蒸気発生器の除熱能力が喪失した後は、崩壊熱に相当するエンタルピーを有する冷却材が破断口から1次系外へ流失する。実際、ベースケース、ケース1～ケース4の160分における流出冷却材のエンタルピーの合計はほぼ一致する。このため、ケース1～ケース4はほぼ同時刻に炉心水位が炉心下端まで低下し、1次系圧力も蓄圧注入系作動設定圧まで低下したと考えられる。ケース5、ケース6では、減圧操作開始時にすでに炉心水位は炉心下端まで減少しており、水蒸気の発生が少なくなっているため、1次系圧力は、PORVの容量にしたがって減圧操作開始後約40分で蓄圧注入系の作動設定圧まで減少する。

(5) ケース5 (150分に減圧開始)

事故開始後150分に1次系の減圧を行った場合の1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.13～図3.2.15に示す。この場合もケース3と同様に蓄圧注入系が195分に1回作動し炉心が冷却されるために、原子炉圧力容器は、ベースケースの場合よりも約188分遅れて383分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.67MPaで、格納容器内圧との差圧は0.14MPaである。炉心最高温度は、蓄圧注入系作動前に2277℃に達しており、その後、蓄圧注入系作動により低下するが277分に再び2277℃に上昇する。312分に全炉心が崩壊し炉心温度は低下する。蓄圧注入系作動前に2277℃に維持される時間は、ケース4に比べてさらに長く、約35分間炉心は溶融温度に維持される。

(6) ケース6 (175分に減圧開始)

事故開始後175分に1次系の減圧を行った場合の1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.16～図3.2.18に示す。この場合もケース3と同様に蓄圧注入系が212分に1回作動し炉心が冷却されるために、原子炉圧力容器は、ベースケースの場合よりも約223分遅れて418分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.68MPaで、格納容器内圧との差圧は0.12MPaである。炉心最高温度は、蓄圧注入系作動前に2277℃に達しており、その後蓄圧注入系作動によ

り低下するが298分に再び2277℃に達している。344分に全炉心が崩壊し炉心温度は低下する。蓄圧注入系作動前に2277℃に維持される時間は、ケース5に比べてさらに長く、約60分間炉心は溶融温度に維持される。

3.2.1.2 減圧開始時刻の影響

代表ケースとして60分、100分、175分に減圧操作を行った場合の1次系圧力の比較図を図3.2.19に示す。また、炉心溶融開始時刻、全炉心崩壊時刻及び原子炉圧力容器破損時刻に関する各ケースの結果の比較を図3.2.20及び表3.2.2に示す。炉心溶融開始時刻は、30分に減圧操作を行うケース1のみがベースケースに較べて約60分遅くなり、それ以外のケースはすべてベースケースと同じになっている。これは、ケース1のみが、炉心温度が溶融温度まで上昇する前に蓄圧注水系が作動し、その他のケースは、溶融温度に到達した後に蓄圧注入系が作動したためである。全炉心崩壊時刻は、100分に減圧操作を行うケース3が最も早くなり、減圧操作開始時刻がそれより早い場合も遅い場合もケース3より遅くなった。ベースケースと比べて、全炉心崩壊時刻は100分～160分遅く見積もられた。減圧操作を早く行うケース1、ケース2と比べて、ケース3の全炉心崩壊時刻が早いのは、蓄圧注入系が2回に分けて作動せず、1回でその保有水の全量が炉心に注入されたため、ケース1、ケース2のような蓄圧注入系作動間の炉心温度上昇を防いだ代りに全炉心崩壊時刻は早く見積もられた。また、減圧操作開始時刻がケース3より遅い場合は、減圧操作開始時刻の遅れ分だけ全炉心崩壊時刻が遅れる傾向が見られる。本解析で着目している原子炉圧力容器の破損時刻は、全炉心崩壊時刻に約70分を加算した時刻になっており、ベースケースと比べて160分～220分遅く見積もられた。その傾向は、全炉心崩壊時刻とほぼ同様である。

以上の結果から、事故発生直後に減圧を開始する場合を除いて、減圧操作は、炉心溶融開始時刻は遅延できないが、全炉心崩壊時刻及び原子炉圧力容器の破損時刻を大幅に遅延できることが明らかになった。原子炉圧力容器の破損時刻で特徴的なのは、100分前後に減圧操作を開始した場合に原子炉圧力容器が最も早く破損すること、減圧操作を開始する時刻を遅らせる方が、原子炉圧力容器破損時刻が遅れる傾向にあることである。ただし、減圧操作開始時刻を遅らせた場合、蓄圧注入系作動前に炉心が長時間に渡って溶融温度に維持されるため、ジルカロイ-水反応による水素発生量の増大、炉心溶融領域の拡大、蓄圧注入系作動時の熱衝撃による燃料破損等の可能性が出てくる。したがって、燃料棒が完全に露出する時間を最小とするため、ベースケースで炉心が露出し始まる130分以前に減圧操作を行うことがアクシデントマネジメントの観点からより有効であることがわかる。

図3.2.21及び表3.2.3に各ケースの原子炉圧力容器破損時の1次系圧力と格納容器内圧力及びその差圧を示す。BNLの実験²⁰⁾によると、原子炉圧力容器破損時に溶融デブリが原子炉キャビティに残存し、DCHが起きないための最低差圧

(カットオフ圧力)は、 0.6MPa ～ 2.5MPa と報告されている。本感度解析から得られた差圧は、いずれの場合も最小のカットオフ圧力 0.6MPa より低くなっているため、原子炉圧力容器破損時にHPMEやDCHは起きず、格納容器の健全性は保たれると考えられる。各ケースの差圧は、原子炉圧力容器破損時刻が遅くなる程小さくなる傾向がみられるが、原子炉圧力容器破損時刻が遅くなる程、多くの冷却材が1次系から格納容器内に放出されたためと考えられる。

3.2.2 減圧速度の影響

減圧速度は、蓄圧注入系の作動開始時刻に影響を与える重要なパラメータである。実際には、減圧速度を任意の値に選ぶことはできず、使用するPORVとSRVの数により減圧速度を変えることが唯一可能な方法と考えられる。そこで、本感度解析では、表3.2.4に示すように最小の減圧速度であるPORV1弁相当から最大の減圧速度であるPORV2弁+SRV3弁相当まで5通りの組み合わせを選び解析を実施した。ただし、減圧操作開始時刻は、いずれも前節の感度解析で原子炉圧力容器が最も早く破損した事故開始後100分とした。

3.2.2.1 解析結果

(1) ケース7 (PORV1弁)

PORV1弁相当の容量(流路断面積： $8.65 \times 10^{-4}\text{m}^2$ 、開設定圧での飽和蒸気の定格流量； $2.26 \times 10^1\text{kg/s}$)で1次系の減圧を行った場合である。1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.22～図3.2.24に示す。PORVの容量が少ないために減圧速度は遅く、1次系圧力が蓄圧注入系の作動開始圧力まで低下する前に原子炉圧力容器が破損する。破損時刻は218分で、ベースケースの場合より23分だけ遅れる。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は 5.31MPa で、格納容器内圧力との差圧は 4.93MPa である。したがって、この場合、DCHのカットオフ圧力(0.6MPa ～ 2.5MPa)より差圧が大きいため、原子炉圧力容器破損時にHPMEやDCHが起きる可能性が高いといえる。炉心最高温度は、ベースケースとほぼ同様に上昇し、186分に全炉心が崩壊し炉心温度は低下する。

(2) ケース3 (PORV2弁)

PORV2弁の容量(流路断面積： $1.73 \times 10^{-3}\text{m}^2$ 、開設定圧での飽和蒸気の定格流量； $4.51 \times 10^1\text{kg/s}$)で1次系の減圧を行った場合で、3.2.1.1節(3)のケースである。

(3) ケース8 (PORV2弁+SRV1弁)

ケース3よりもさらにSRV1弁の容量を追加したPORV2弁+SRV1弁の容量(流路断面積: $3.46 \times 10^{-3} \text{m}^2$ 、開設定圧での飽和蒸気の定格流量; $9.80 \times 10^1 \text{kg/s}$)で1次系の減圧を行った場合である。1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.25~図3.2.27に示す。ケース3に比べて減圧操作に用いる容量が大きいため、1次系圧力及び炉心水位は早く低下する。このため、蓄圧注入系は133分に作動し炉心は冷却される。この時の炉心最高温度は高々730°Cであり、ケース3と違って初期の炉心温度上昇が防止される。原子炉圧力容器は、ベースケースの場合よりも約148分遅れて343分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.52MPaで、格納容器内圧との差圧は0.04MPaである。炉心最高温度は、蓄圧注入系作動前に730°Cまで上昇するが、その後は蓄圧注入系の作動により低く保たれ、230分に始めて炉心溶融温度(2277°C)に達する。262分に全炉心が崩壊し炉心温度は低下する。

(4) ケース9 (PORV2弁+SRV2弁)

ケース8にさらにSRV1弁を加えて、PORV2弁+SRV2弁の容量(流路断面積: $5.19 \times 10^{-3} \text{m}^2$ 、開設定圧での飽和蒸気の定格流量; $1.51 \times 10^2 \text{kg/s}$)で1次系の減圧を行った場合である。1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.28~図3.2.30に示す。減圧速度が速いために、蓄圧注入系はケース8よりもさらに9分早く124分に作動する。これにより炉心は冷却されて、原子炉圧力容器は、ベースケースの場合よりも約148分遅れて343分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.49MPaで、格納容器内圧との差圧は0.03MPaである。蓄圧注入系作動前の炉心最高温度は、ケース8よりも低く、430°Cまで上昇する。その後は蓄圧注入系の作動により180°C前後に保たれ、226分に始めて炉心溶融温度(2277°C)に達する。254分に全炉心が崩壊し炉心温度は低下する。

(5) ケース10 (PORV2弁+SRV3弁)

ケース9にさらにSRV1弁を加え、PORV及びSRVの全弁に相当する容量(流路断面積: $6.92 \times 10^{-3} \text{m}^2$ 、開設定圧での飽和蒸気の定格流量; $2.04 \times 10^2 \text{kg/s}$)で1次系の減圧を行った場合である。1次系圧力、PORVからの水、水蒸気、水素の放出流量、原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度の時間変化を図3.2.31~図3.2.33に示す。蓄圧注入系が全感度解析ケースの中で最も早く(117分)作動する。しかし、原子炉圧力容器は、ケース8、ケース9と同様に343分に破損する。原子炉圧力容器破損時の1次系圧力は0.52MPaで、格納容器内圧との差圧は0.02MPaである。蓄圧注入系作動前に炉心温

度はほとんど上昇せず、222分に始めて最高温度が溶融温度（2277℃）に達する。252分に全炉心が崩壊し炉心温度は低下する。

3.2.2.2 減圧速度の影響

代表ケースとしてPORV1弁、PORV2弁、PORV2弁+SRV3弁の容量で減圧操作を行った場合の1次系圧力の比較図を図3.2.34に示す。また、炉心溶融時刻、全炉心崩壊時刻及び原子炉压力容器破損時刻に関する各ケースの結果の比較を図3.2.35及び表3.2.5に示す。PORV1弁だけ用いた減圧操作では、1次系を十分に減圧することができないために、蓄圧注入系による炉心の冷却が無く、減圧操作を行わないケースとほとんど変わらない結果となった。PORV2弁を用いた場合には、蓄圧注入系の作動により炉心が冷却されるために、原子炉压力容器破損時刻は減圧操作無しの場合と比べて約160分遅れたが、炉心溶融は減圧操作無しの場合とほぼ同時刻に開始した。PORV2弁に加えてさらにSRV1弁～3弁を用いて減圧を行った場合には、炉心溶融開始は減圧操作無しの場合より約70分遅れ、原子炉压力容器は約150分遅れて340分頃に破損した。なお、この場合、SRVの容量が大きくなる程、炉心溶融開始時刻及び全炉心崩壊時刻は若干早くなる傾向が見られたが、原子炉压力容器破損時刻はほぼ同様の結果となった。

図3.2.36及び表3.2.6に各ケースの原子炉压力容器破損時の1次系圧力と格納容器内圧力及びその比較を示す。PORV1弁だけ用いた減圧操作では、原子炉压力容器破損時の差圧は4.93MPaで、DCHが起きる可能性は高いが、PORV2弁以上用いた減圧操作では、差圧は十分に低く、DCHは防止できると考えられる。なお、原子炉压力容器破損時の格納容器内圧力は、容量が小さいケース3が最も大きくなっているが、これは以下の理由による。ケース8～ケース10では、全炉心崩壊から原子炉压力容器破損まで81分～91分かかっているが、ケース3では、66分で原子炉压力容器が破損している。このため、ケース3では、全炉心崩壊時に発生した蒸気の格納容器内での凝縮量がケース8～ケース10に比べて少ないために原子炉压力容器破損時の格納容器内圧力は大きくなった。これに対して、ケース7では、PORVの容量が小さいことと原子炉压力容器破損時刻が早いために冷却材（蒸気）があまり放出されず、そのため格納容器内圧力は小さくなっている。

減圧速度に関する感度解析結果から、①減圧操作に用いる容量は、PORV2弁（流路断面積： $1.73 \times 10^{-3} \text{m}^2$ 、開設定圧での飽和蒸気の定格流量； $4.51 \times 10^1 \text{kg/s}$ ）より少ない場合は、炉心溶融及び原子炉压力容器破損時刻を遅延できないため、減圧操作に用いる容量の設定に注意を払う必要があること、②有効な1次系減圧を行うためには、少なくともPORV2弁相当の容量が必要で、その場合には原子炉压力容器破損時刻を大幅に遅延することができることがわかった。

また、減圧操作に用いる最適なPORVの減圧速度（容量）としては、原子炉压力容器破損時刻から判断すると、最も破損時刻が遅いケース3（PORV2弁相当）と

なるが、ケース3では炉心溶融開始を遅延できないことを考慮すると、破損時刻は若干早いですが炉心溶融開始が遅いケース8以降（PORV2弁+SRV1弁相当、流路断面積： $3.46 \times 10^{-3} \text{ m}^2$ 、開設定圧での飽和蒸気の定格流量； $9.80 \times 10^4 \text{ kg/s}$ 以上）の方が適当であると考えられる。しかしながら、いたずらに大きな容量を用いて減圧を行うと、炉心露出が早まり、炉心溶融開始時刻及びその後の事故進展が早くなる傾向が見られる。したがって、アクシデントマネジメントの観点からは、PORV2弁～PORV2弁+SRV1弁相当の容量で1次系の減圧操作を行うのが最適と考えられる。

3.2.3 解析モデルの限界と検討事項

本感度解析では、一度溶融した燃料棒が冷却可能な形状を維持し続け、蓄圧注入系が作動した場合もすでにヒートアップしている燃料棒の健全性は損われることなく冷却されると仮定して計算を行ったが、これらについては不明な点が多く、今後、溶融燃料をクエンチさせる実験の結果等に基づいて、さらに検討する必要があると考えられる。また、本感度解析では、DCHによる格納容器の過圧破損を防ぐという観点から1次系減圧操作の効果について計算を行ったが、減圧操作中は、炉心が露出することにより金属-水反応が活発化し、PORVから冷却材とともに水素も放出される。このため、格納容器の健全性を確保するという観点から、格納容器内での水素燃焼と1次系減圧操作の関係についても今後検討する必要があると考えられる。

表 3. 1. 1 ベースケースの事象発生時刻

(TMLB' シーケンス)

| 発生事象 | 時刻 (分) |
|----------|--------|
| SGドライアウト | 69 |
| 炉心露出開始 | 130 |
| 炉心溶融開始 | 155 |
| 炉心スランピング | 184 |
| 全炉心崩壊 | 186 |
| 下部ヘッド破損 | 195 |

表 3. 2. 1 減圧操作開始時刻に関する解析ケース

| | 減圧開始時刻(分) |
|-------|-----------|
| ケース 1 | 30 |
| ケース 2 | 60 |
| ケース 3 | 100 |
| ケース 4 | 125 |
| ケース 5 | 150 |
| ケース 6 | 175 |

表 3. 2. 2 事象の発生時刻の比較
 (減圧操作開始時刻に関する感度解析)

| | 炉心溶融(分) | 全炉心崩壊(分) | RPV破損(分) |
|--------|---------|----------|----------|
| ベースケース | 155 | 186 | 195 |
| ケース 1 | 217 | 314 | 382 |
| ケース 2 | 155 | 305 | 373 |
| ケース 3 | 155 | 291 | 357 |
| ケース 4 | 155 | 293 | 360 |
| ケース 5 | 155 | 312 | 383 |
| ケース 6 | 155 | 344 | 418 |

表 3. 2. 3 原子炉圧力容器破損時の 1 次冷却系及び格納容器内圧力
(減圧操作開始時刻に関する感度解析)

| | 1 次系圧力(MPa) | 格納容器圧力(MPa) | 差圧(MPa) |
|--------|-------------|-------------|---------|
| ベースケース | 16.3 | 0.31 | 16.0 |
| ケース 1 | 0.66 | 0.52 | 0.14 |
| ケース 2 | 0.66 | 0.51 | 0.15 |
| ケース 3 | 0.67 | 0.51 | 0.16 |
| ケース 4 | 0.66 | 0.52 | 0.14 |
| ケース 5 | 0.67 | 0.54 | 0.13 |
| ケース 6 | 0.68 | 0.56 | 0.12 |

表 3. 2. 4 減圧速度に関する解析ケース

| | 逃し安全弁容量 |
|--------|--------------------|
| ケース 7 | PORV 1 弁 |
| ケース 3 | PORV 2 弁 |
| ケース 8 | PORV 2 弁&SRV 1 弁相当 |
| ケース 9 | PORV 2 弁&SRV 2 弁相当 |
| ケース 10 | PORV 2 弁&SRV 3 弁相当 |

PORV...逃し弁
SRV...安全弁

表 3. 2. 5 事象の発生時刻の比較
(減圧速度に関する感度解析)

| | 炉心溶融(分) | 全炉心崩壊(分) | RPV破損(分) |
|--------|---------|----------|----------|
| ベースケース | 155 | 184 | 195 |
| ケース 7 | 152 | 186 | 218 |
| ケース 3 | 155 | 291 | 357 |
| ケース 8 | 232 | 262 | 343 |
| ケース 9 | 225 | 254 | 343 |
| ケース 10 | 222 | 252 | 343 |

表 3. 2. 6 原子炉圧力容器破損時の1次冷却系及び格納容器内圧力
(減圧速度に関する感度解析)

| | 1次系圧力(MPa) | 格納容器圧力(MPa) | 差圧(MPa) |
|--------|------------|-------------|---------|
| ベースケース | 16.3 | 0.31 | 16.0 |
| ケース 7 | 5.31 | 0.38 | 4.93 |
| ケース 3 | 0.67 | 0.51 | 0.16 |
| ケース 8 | 0.52 | 0.48 | 0.04 |
| ケース 9 | 0.49 | 0.46 | 0.03 |
| ケース 10 | 0.48 | 0.46 | 0.02 |

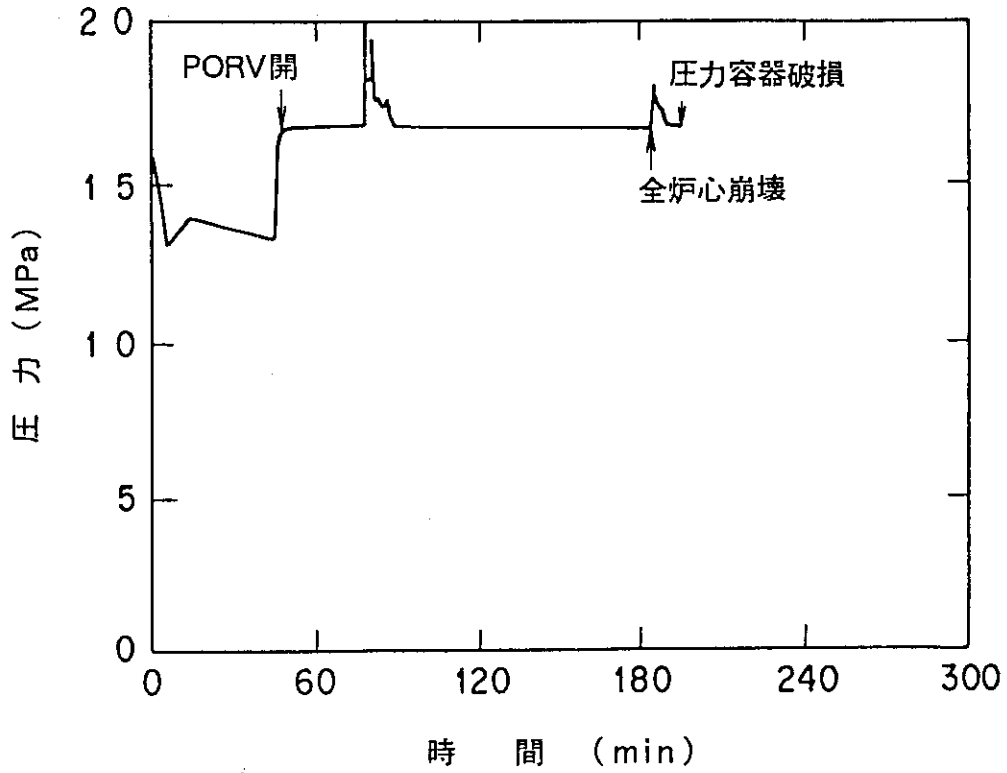


図3.1.1 1次冷却系圧力(ベースケース)

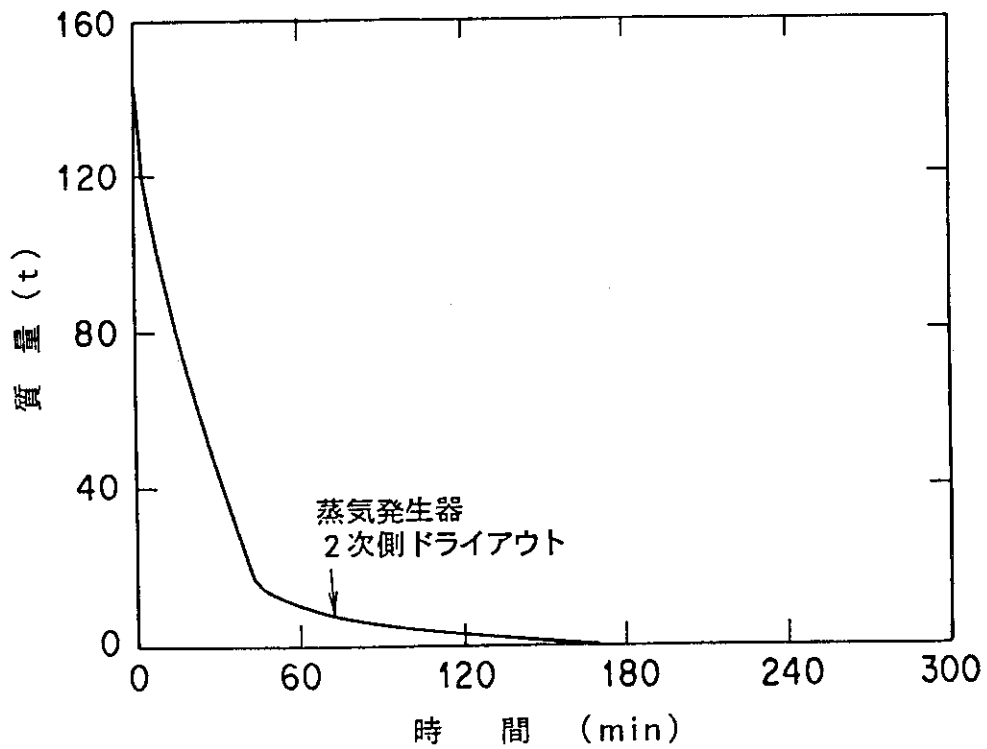


図3.1.2 蒸気発生器2次側インベントリ(ベースケース)

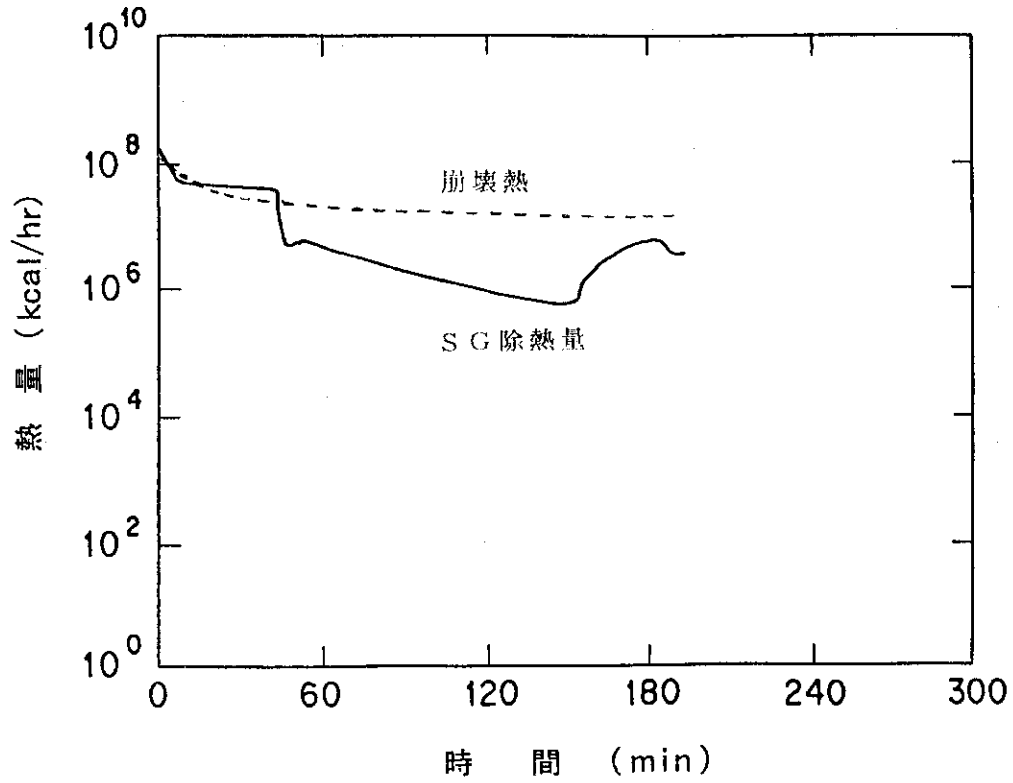


図3. 1. 3 崩壊熱及び蒸気発生器2次側への除熱量(ベースケース)

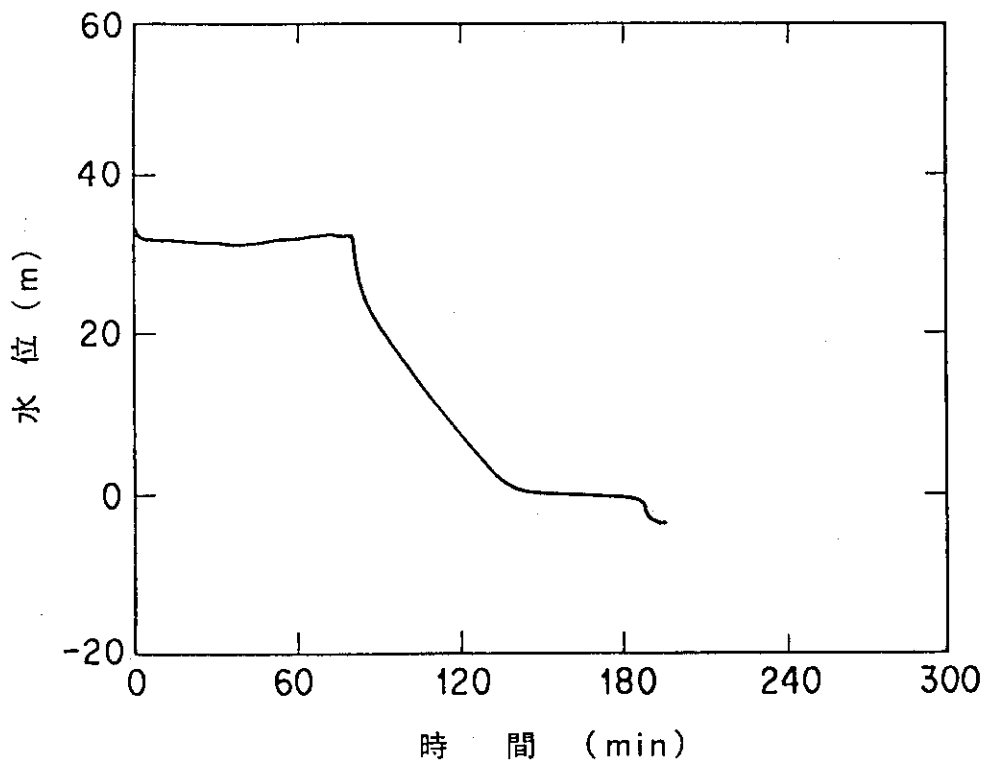


図3. 1. 4 原子炉圧力容器内水位(ベースケース)

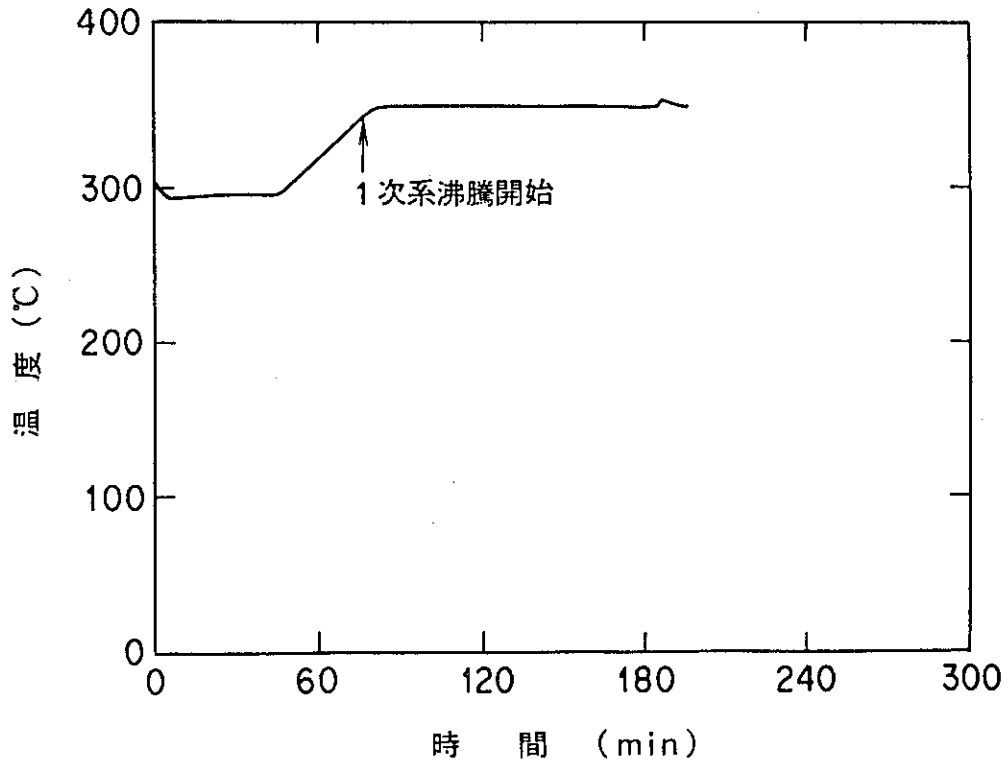


図3.1.5 原子炉圧力容器内冷却材温度（ベースケース）

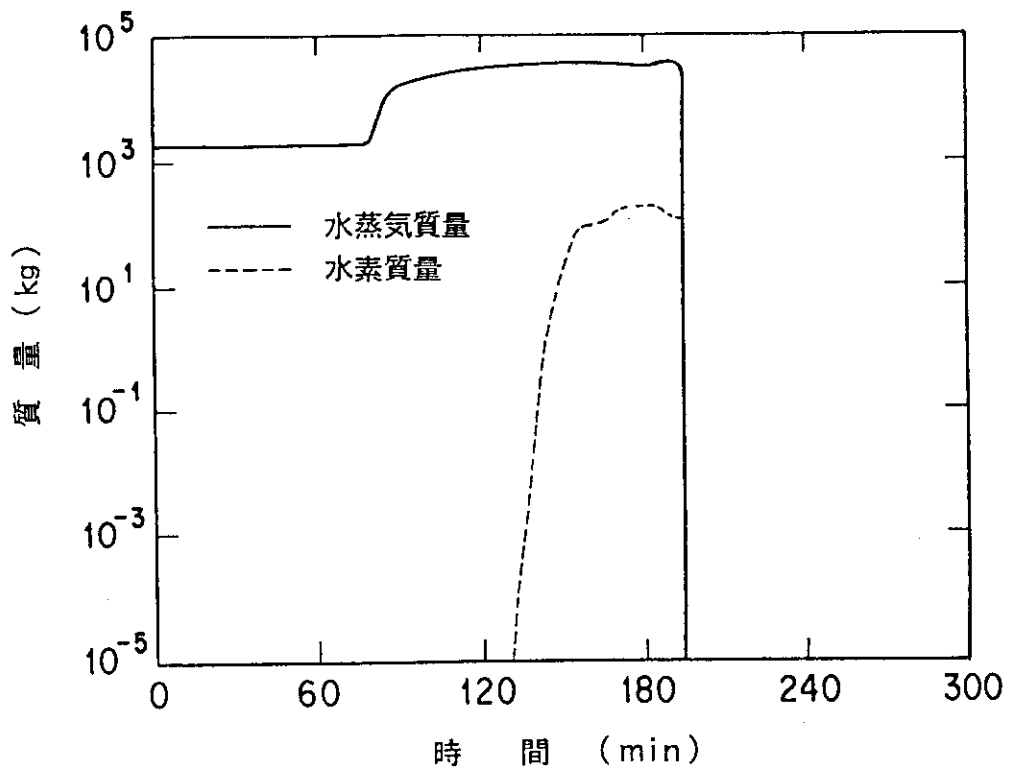


図3.1.6 1次冷却系内での水蒸気及び水素の発生量（ベースケース）

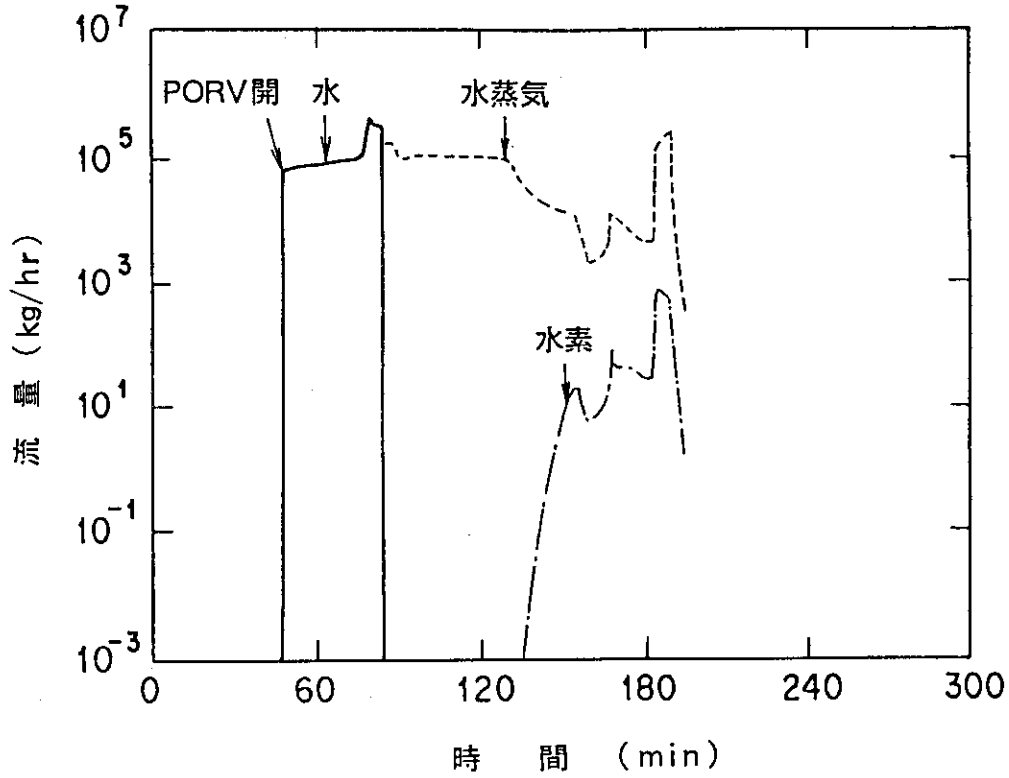


図3. 1. 7 PORVからの水・水蒸気・水素の放出流量（ベースケース）

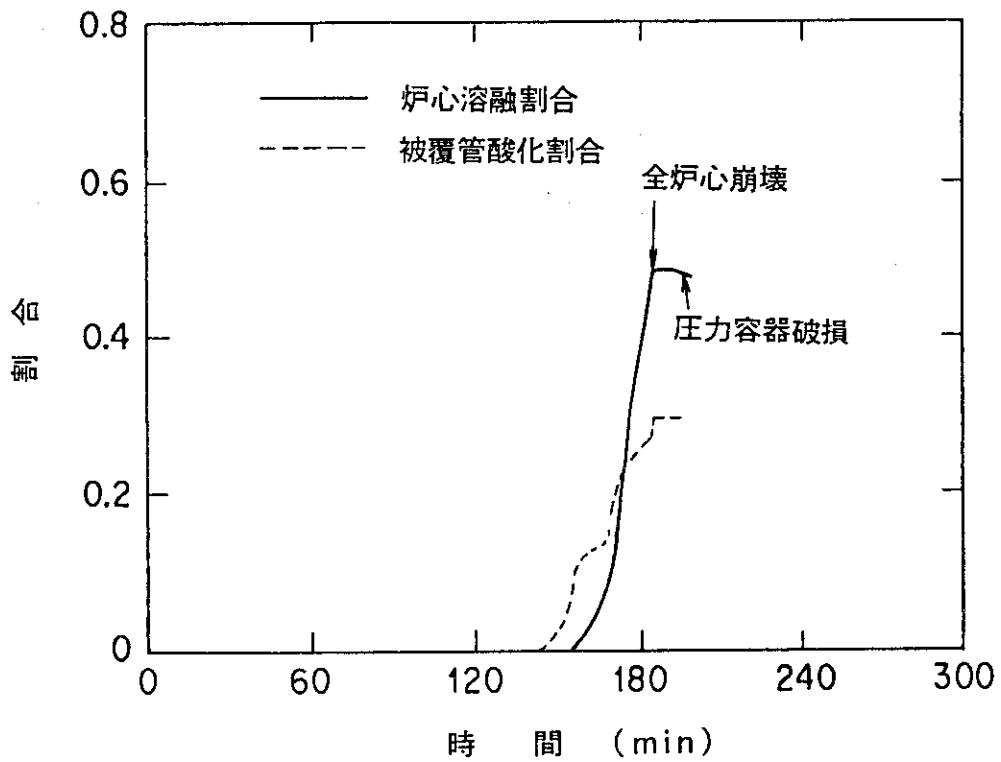


図3. 1. 8 炉心の溶融割合と被覆管の酸化割合（ベースケース）

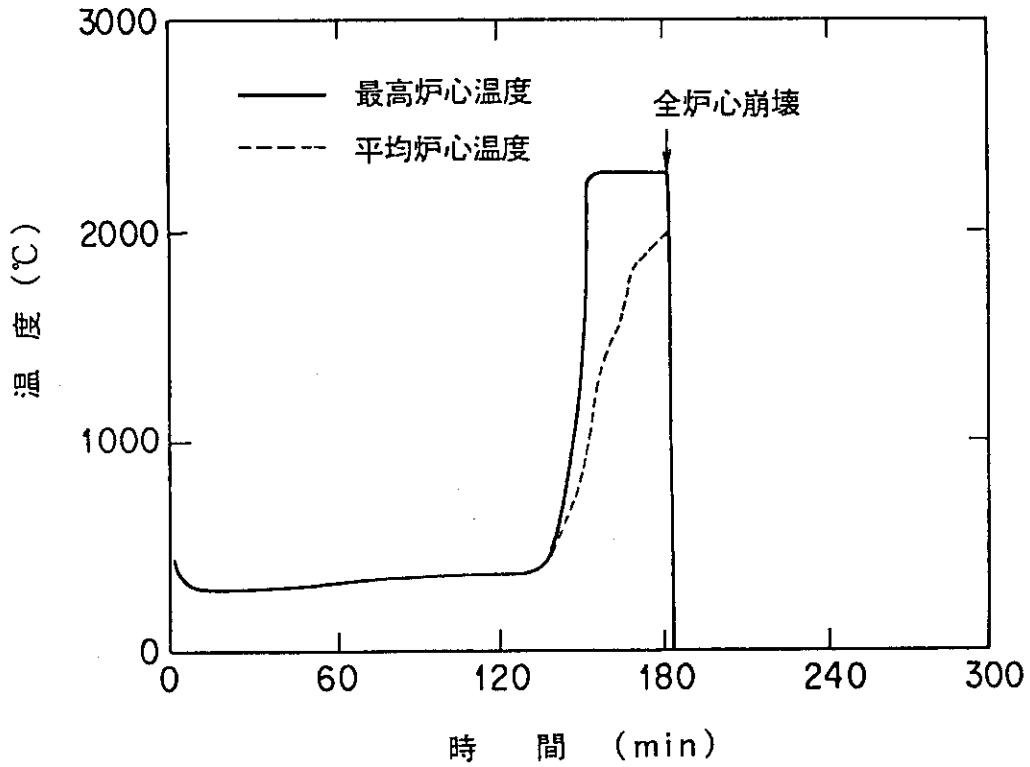


図3.1.9 炉心の平均及び最高温度（ベースケース）

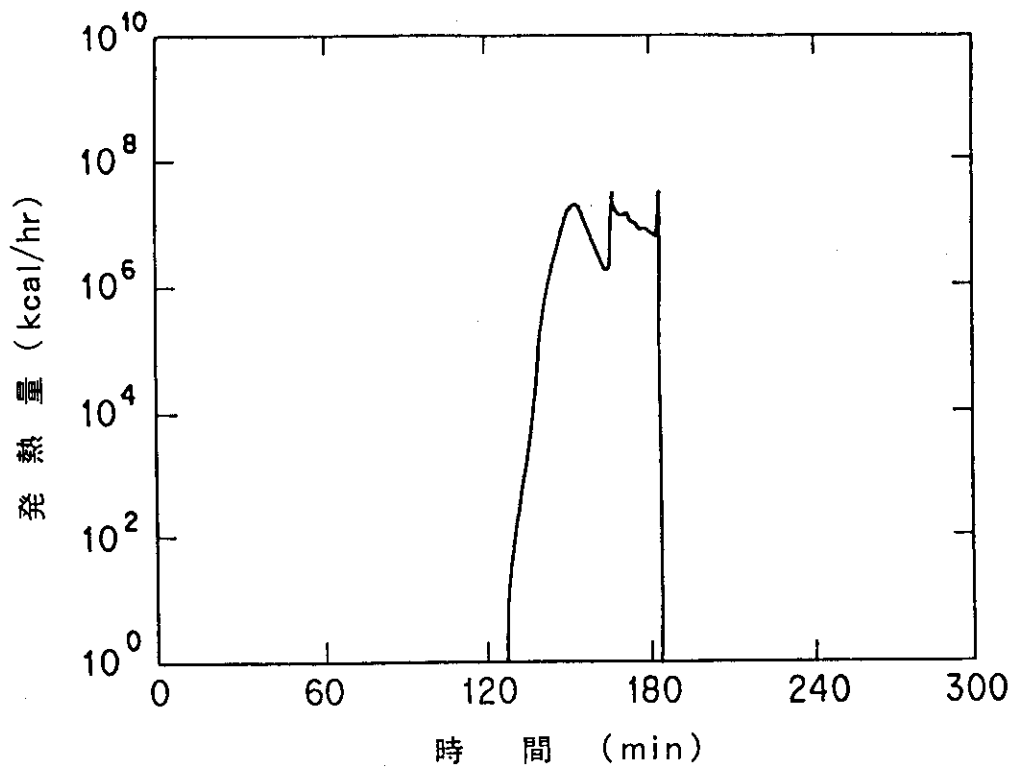


図3.1.10 金属-水反応による発熱量（ベースケース）

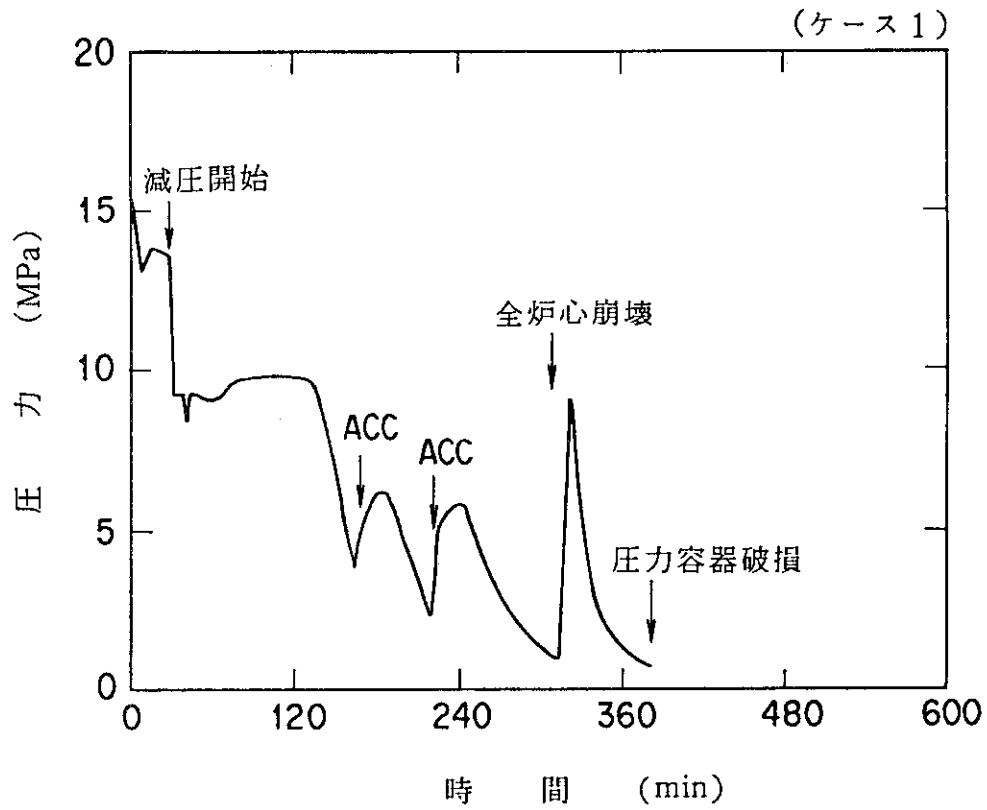


図3.2.1 1次冷却系圧力(ケース1)

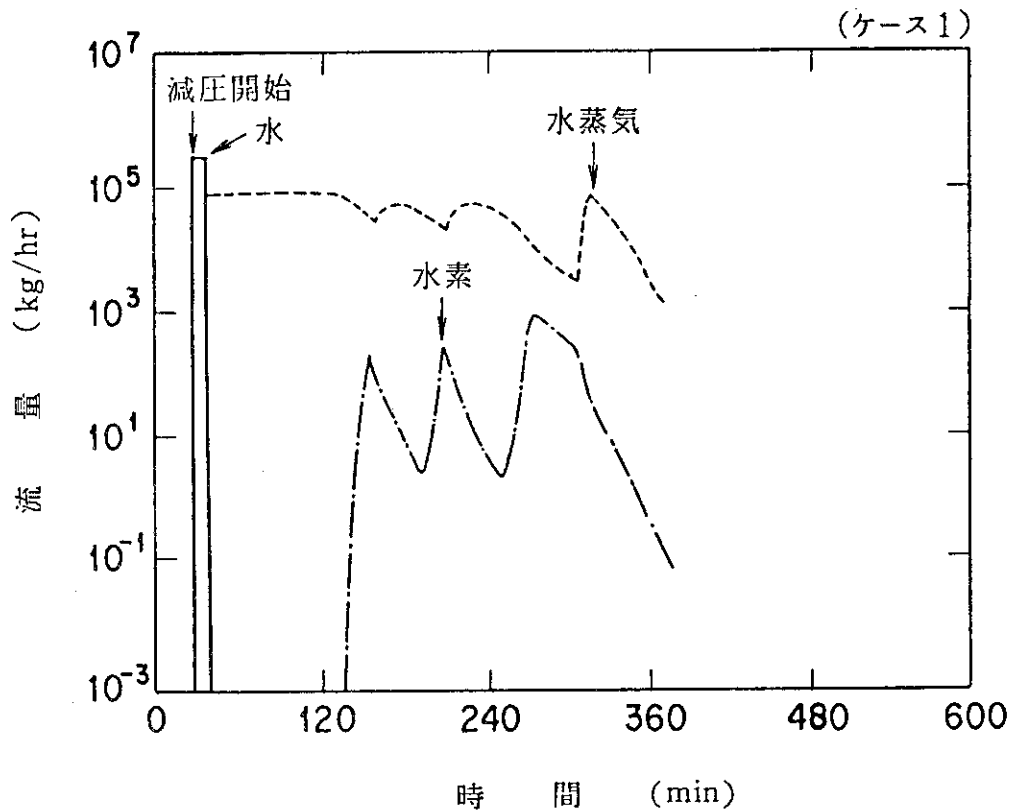


図3.2.2 PORVからの水・水蒸気・水素の放出流量(ケース1)

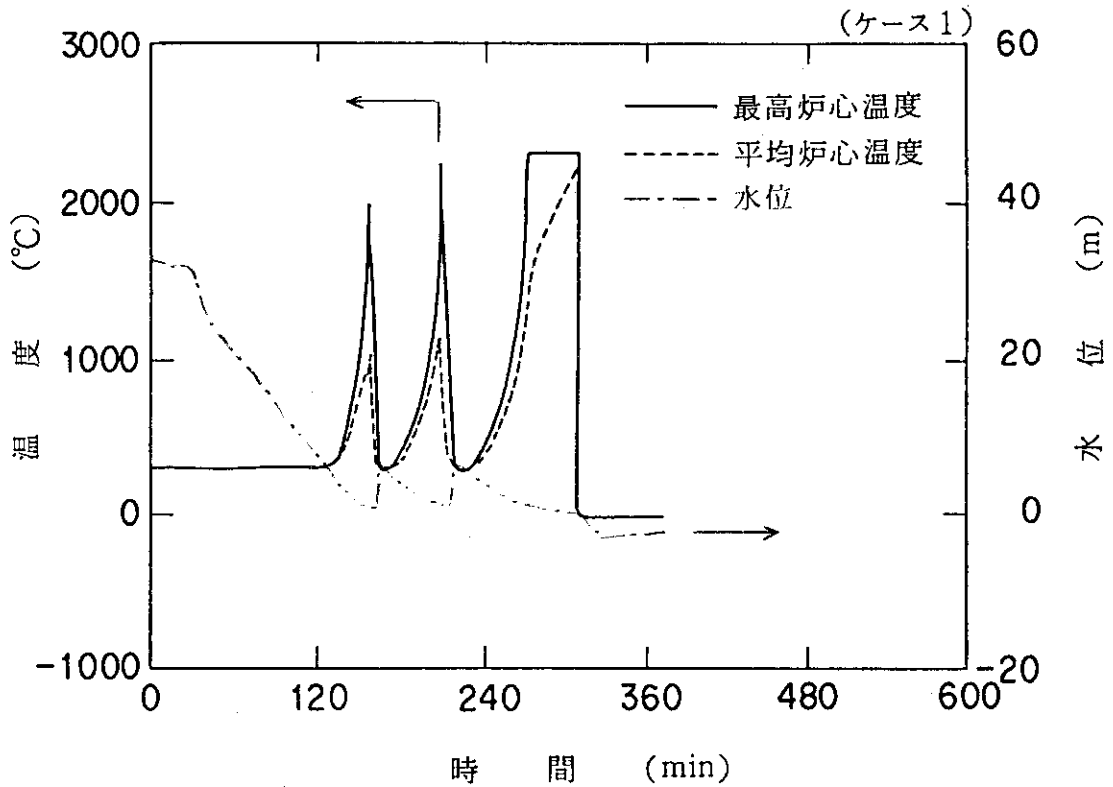


図3.2.3 原子炉压力容器内水位及び炉心の平均、最高温度(ケース1)

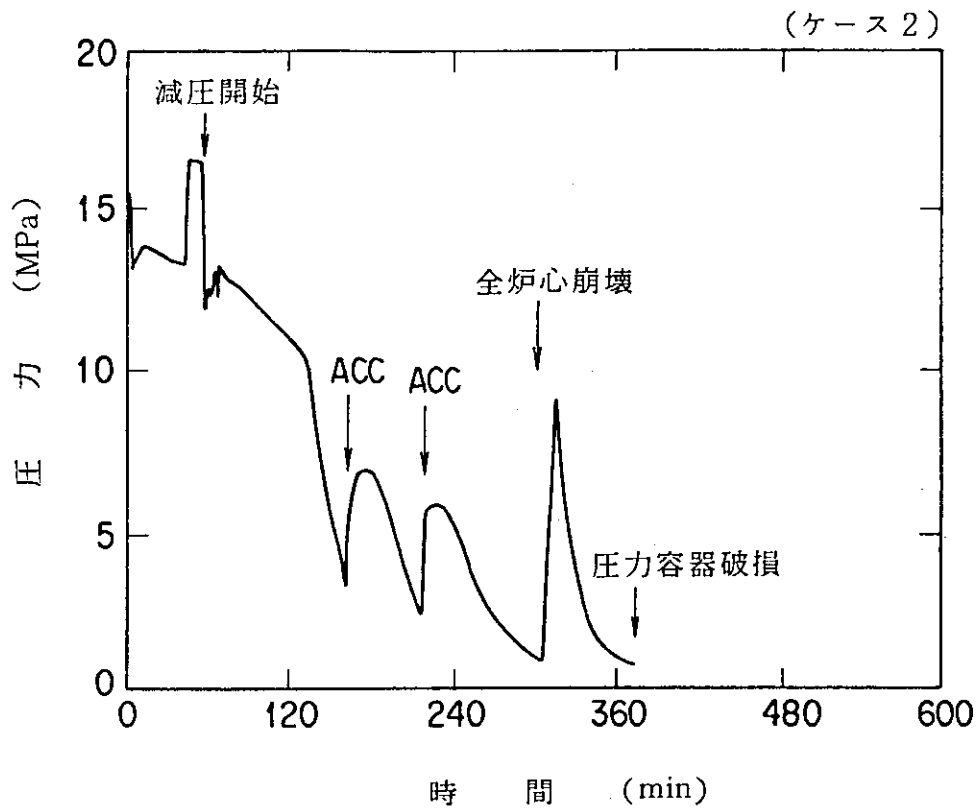


図3.2.4 1次冷却系圧力(ケース2)

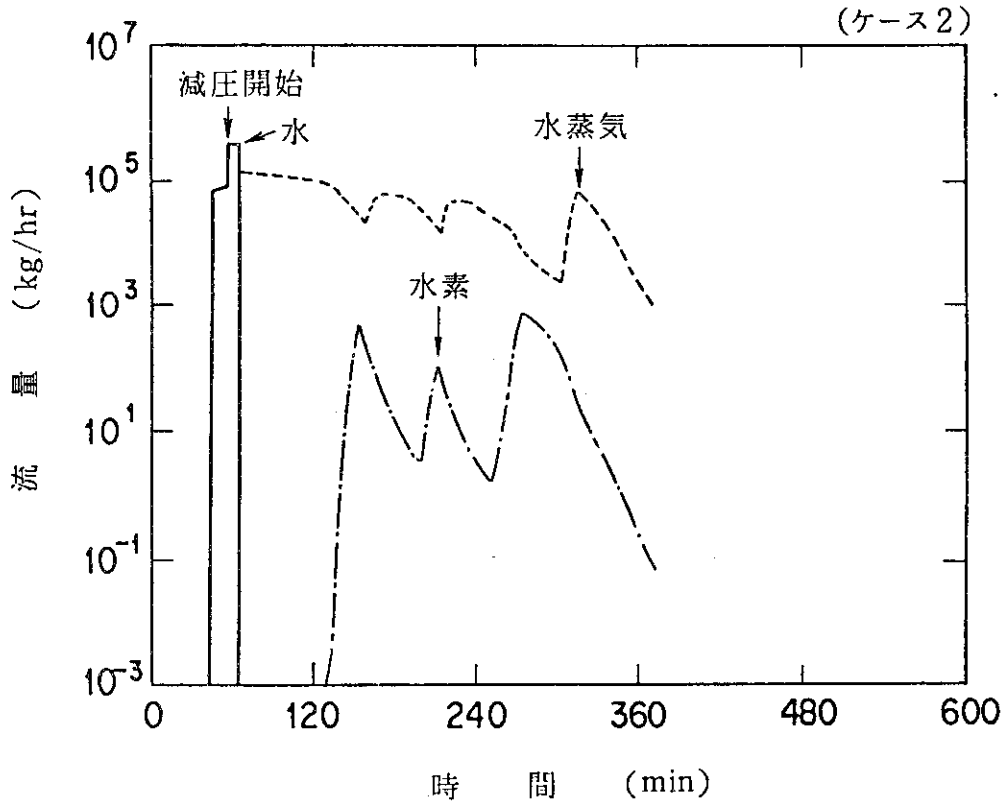


図3.2.5 PORVからの水・水蒸気・水素の放出流量(ケース2)

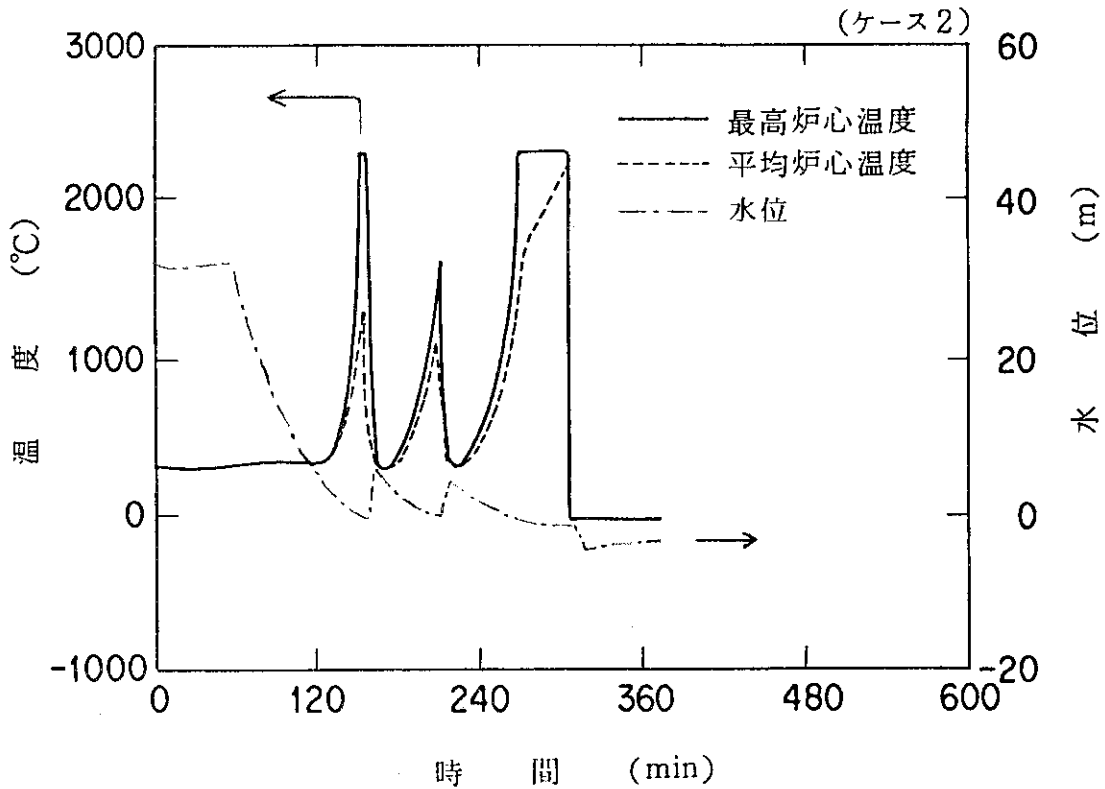


図3.2.6 原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度(ケース2)

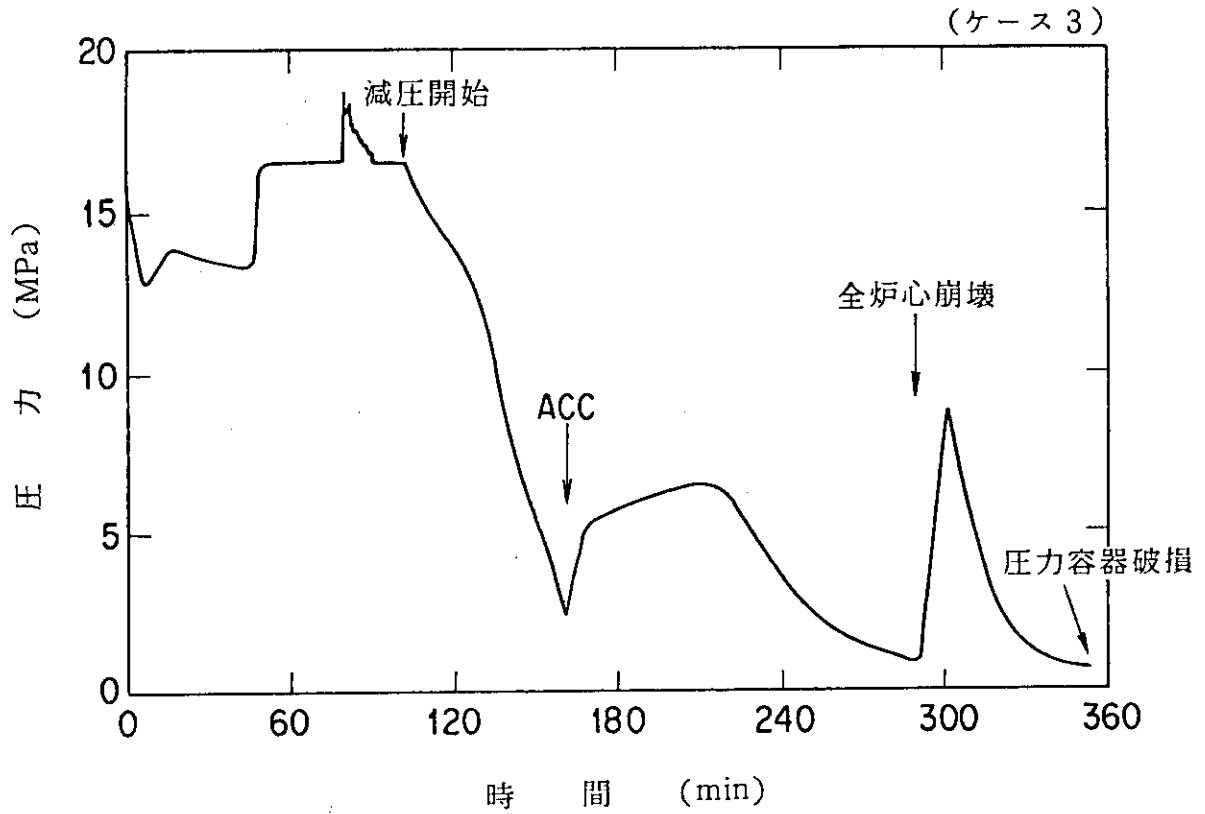


図3.2.7 1次冷却系圧力(ケース3)

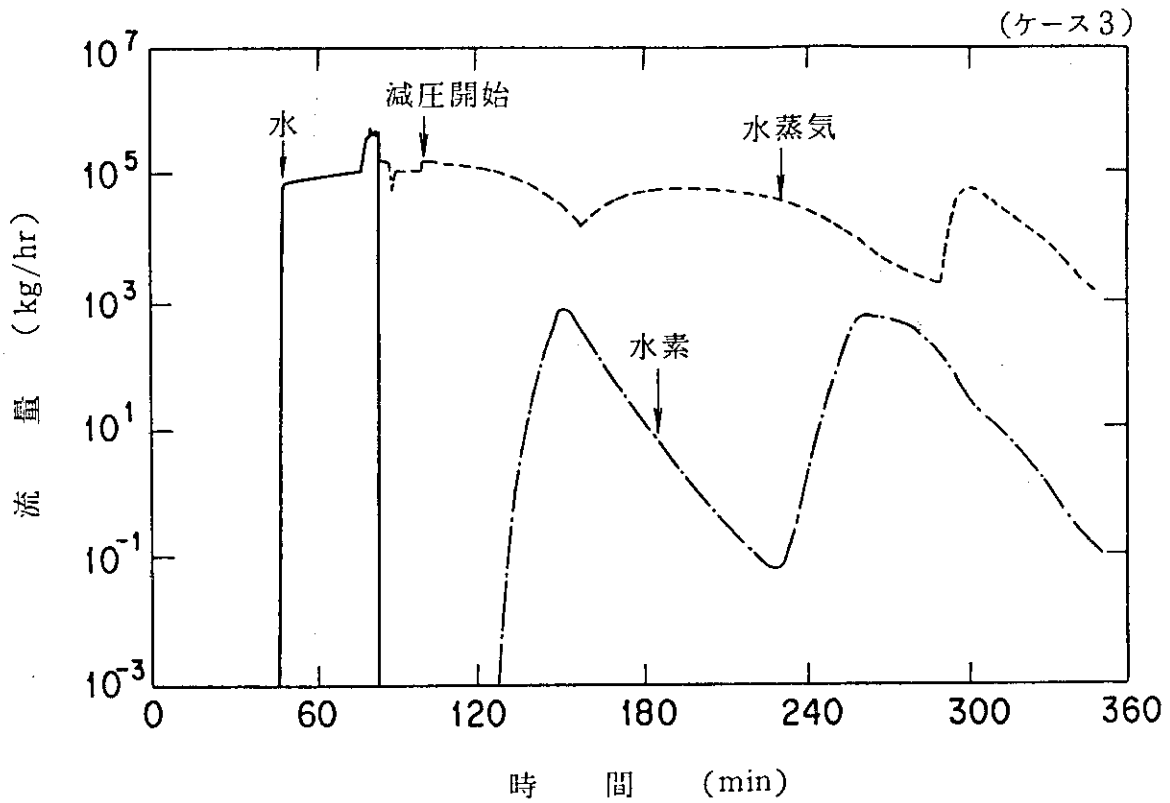


図3.2.8 PORVからの水・水蒸気・水素の放出流量(ケース3)

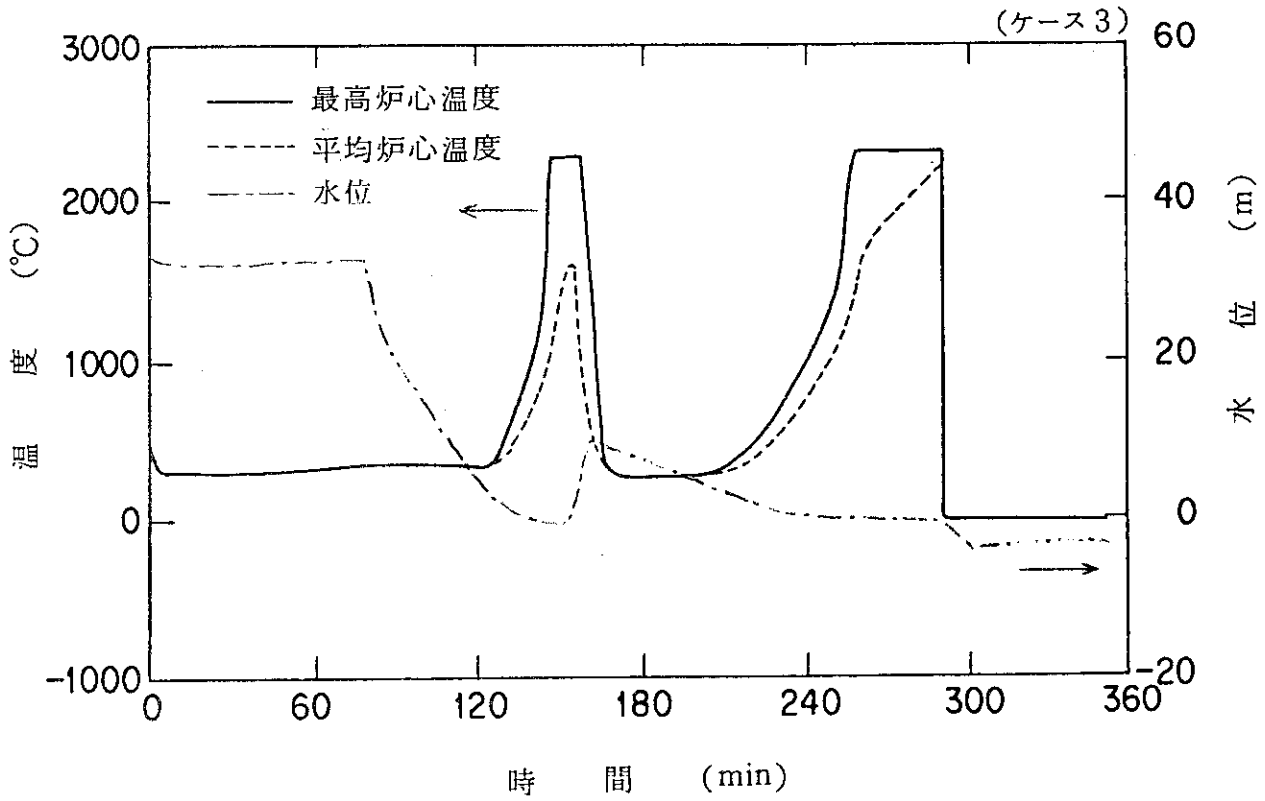


図3.2.9 原子炉压力容器内水位及び炉心の平均、最高温度(ケース3)

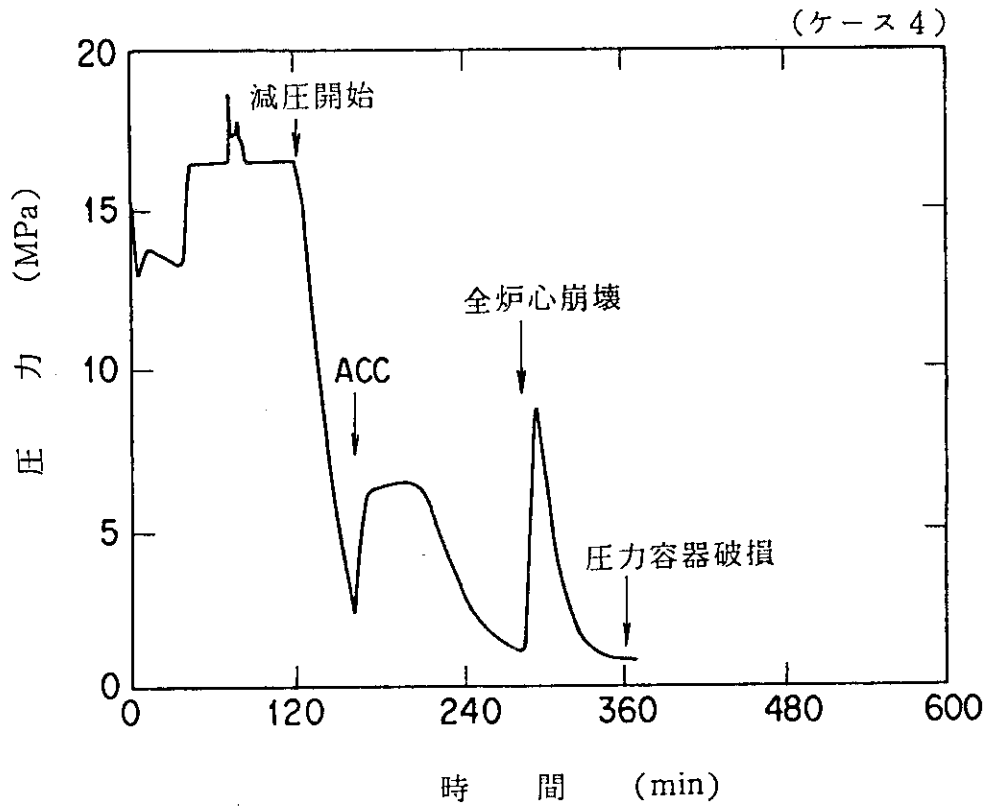


図3.2.10 1次冷却系圧力(ケース4)

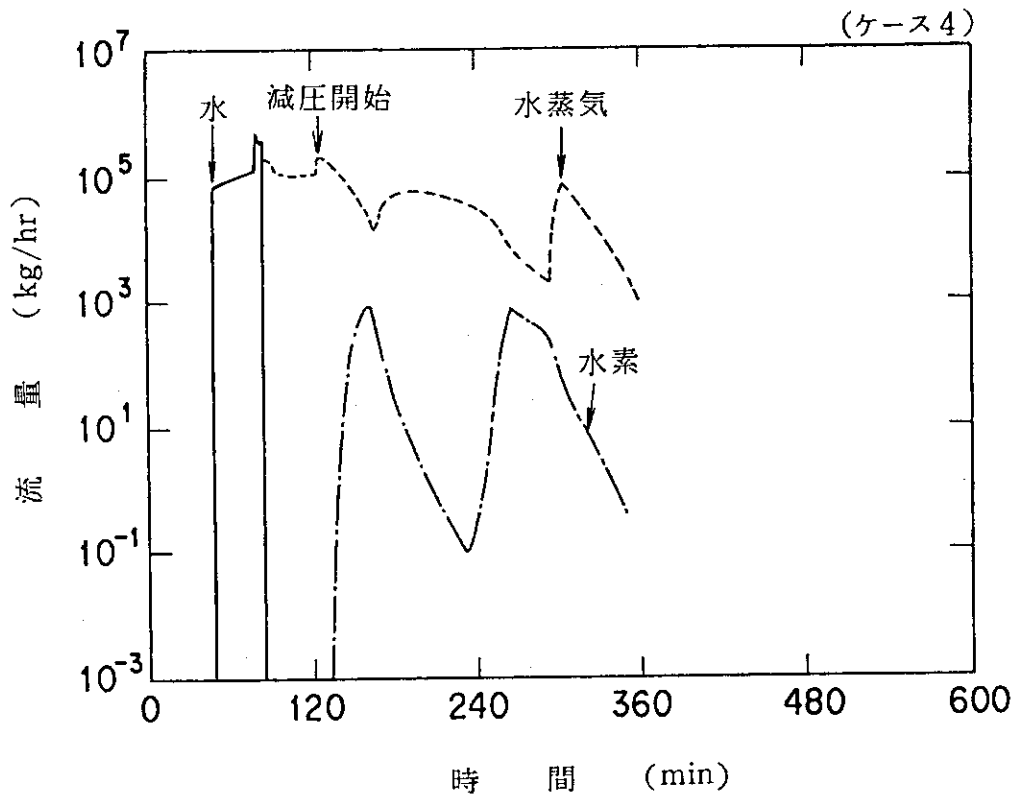


図3.2.11 PORVからの水・水蒸気・水素の放出流量(ケース4)

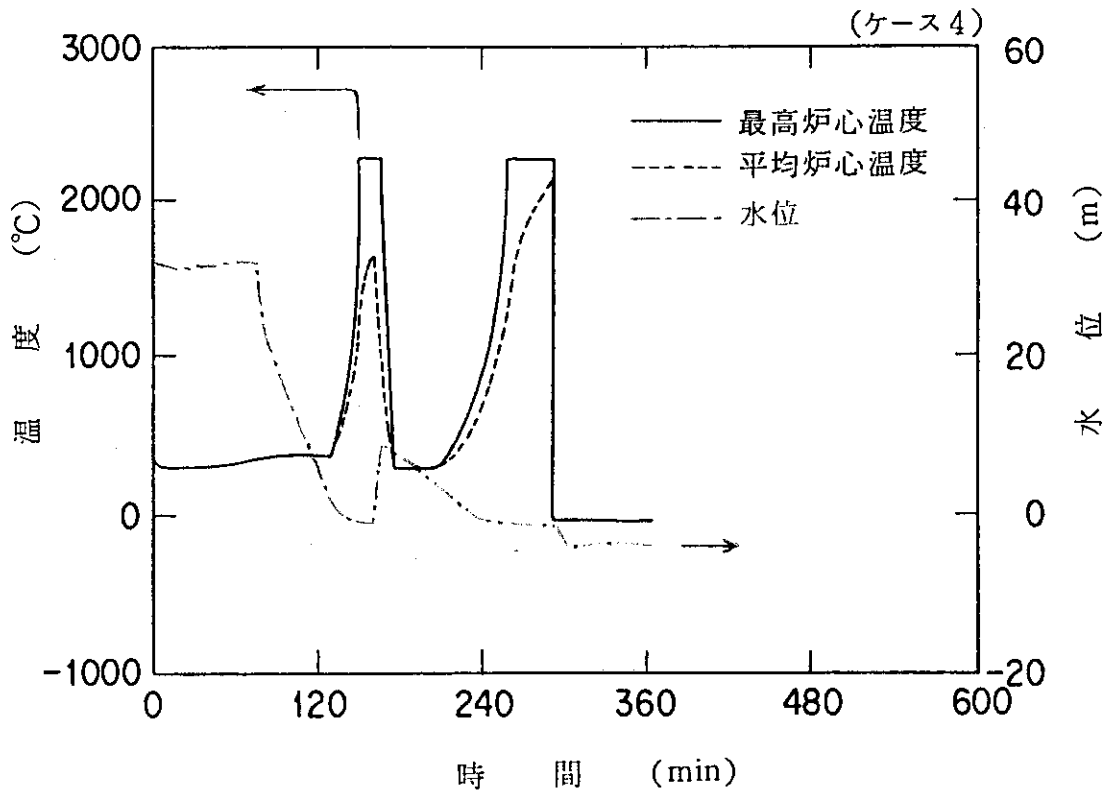


図3. 2. 12 原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度(ケース4)

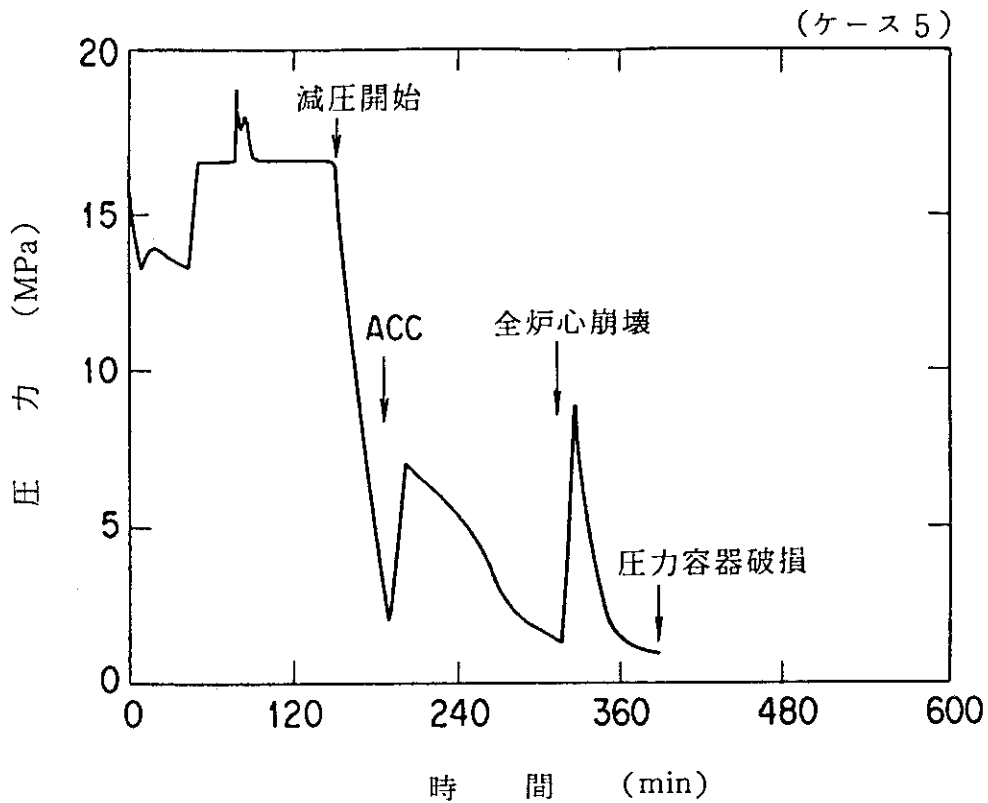


図3. 2. 13 1次冷却系圧力(ケース5)

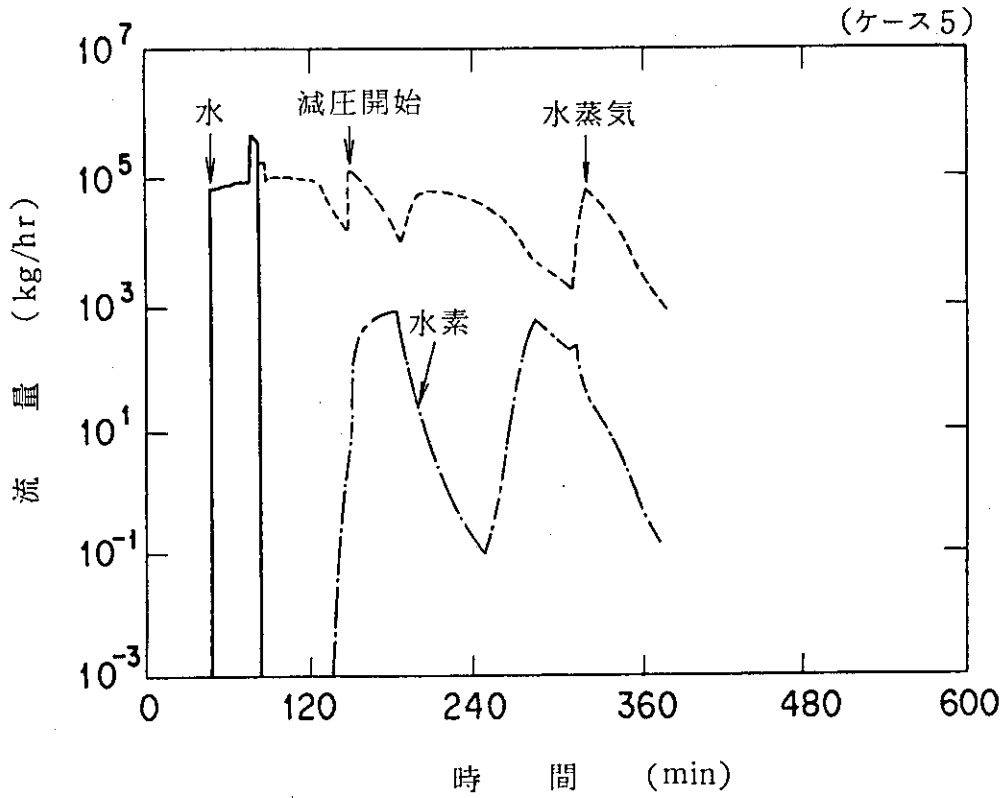


図3.2.14 PORVからの水・水蒸気・水素の放出流量 (ケース5)

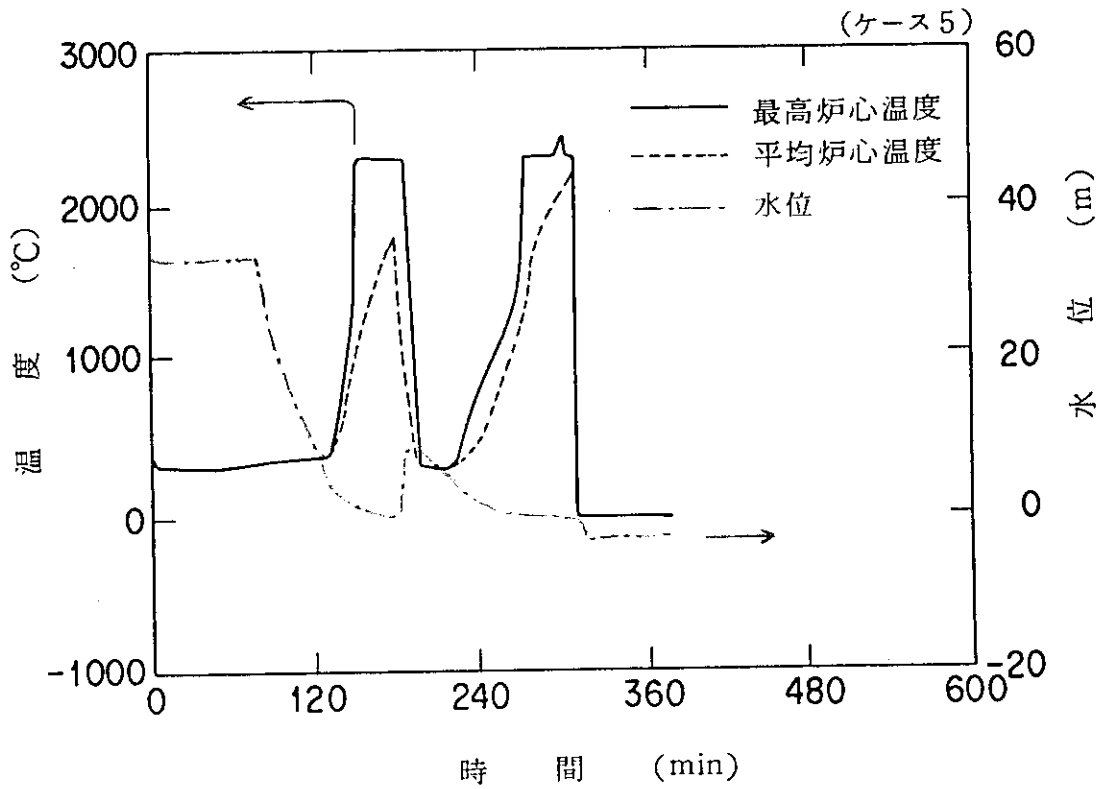


図3.2.15 原子炉压力容器内水位及び炉心の平均、最高温度 (ケース5)

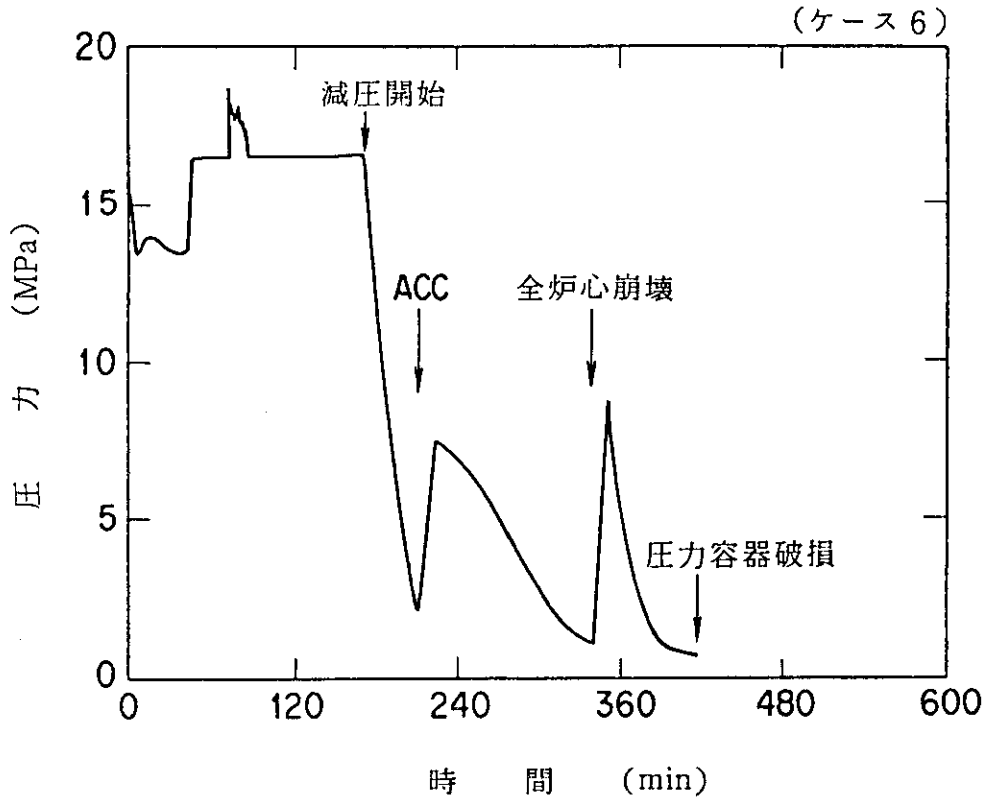


図3. 2. 16 1次冷却系圧力(ケース6)

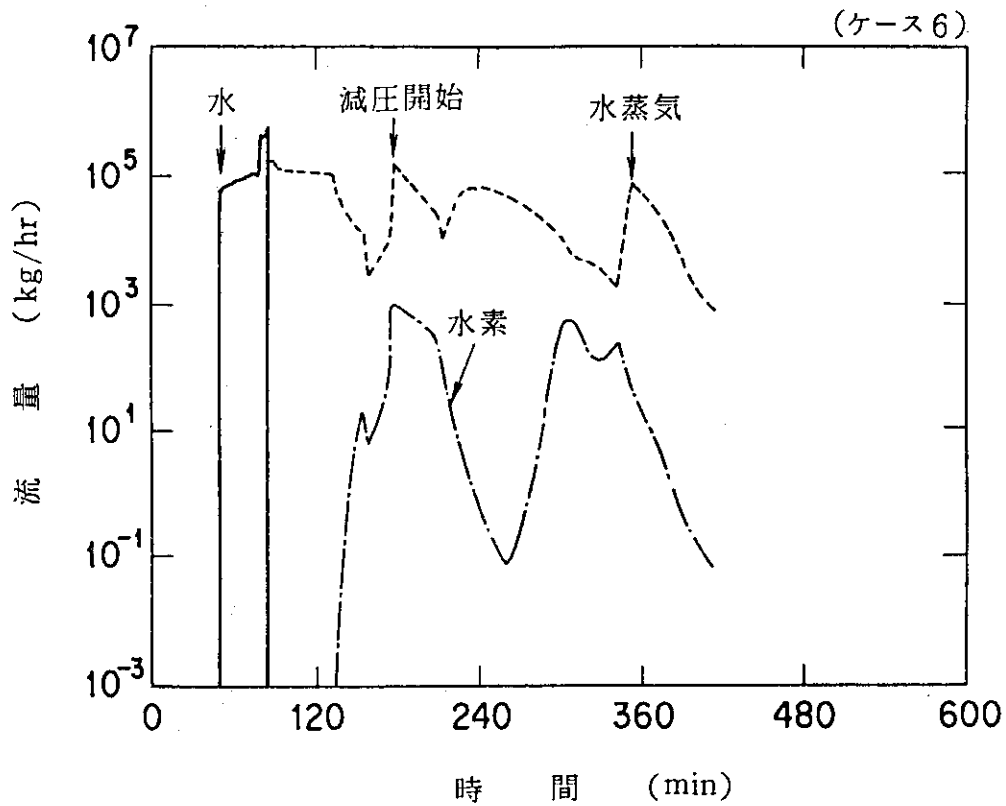


図3. 2. 17 PORVからの水・水蒸気・水素の放出流量(ケース6)

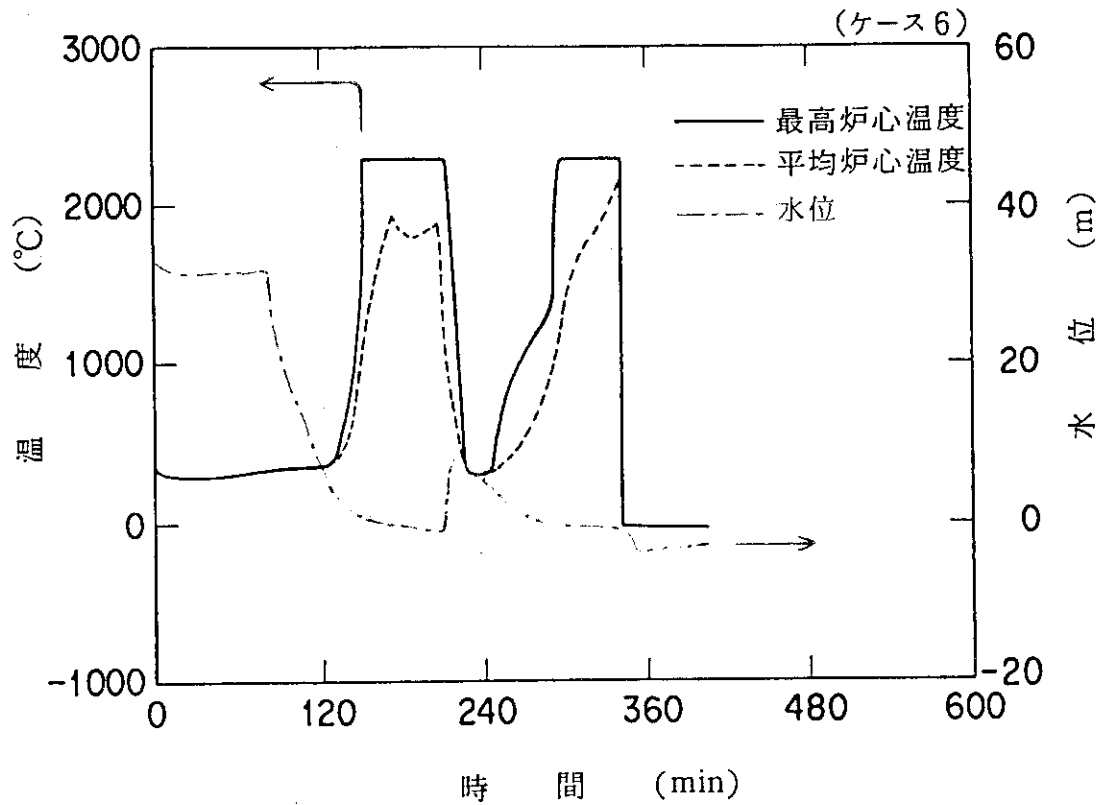


図3.2.18 原子炉压力容器内水位及び炉心の平均、最高温度(ケース6)

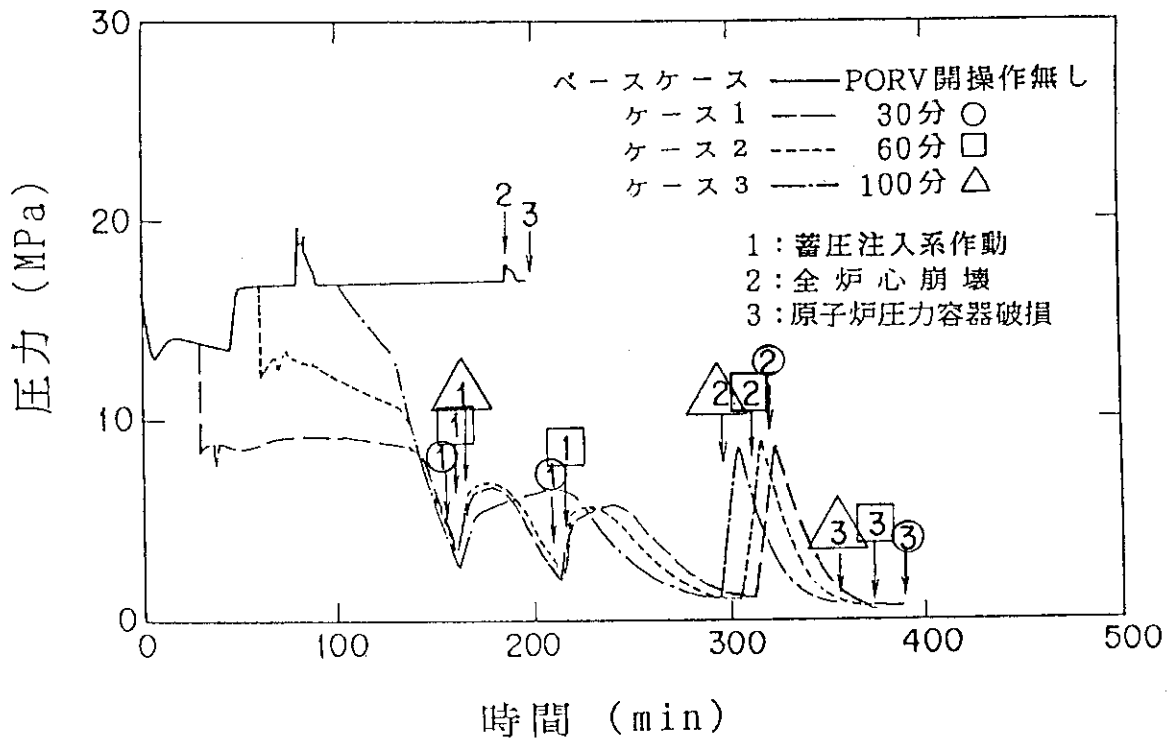


図3.2.19 1次冷却系圧力の比較(減圧操作開始時刻に関する感度解析)

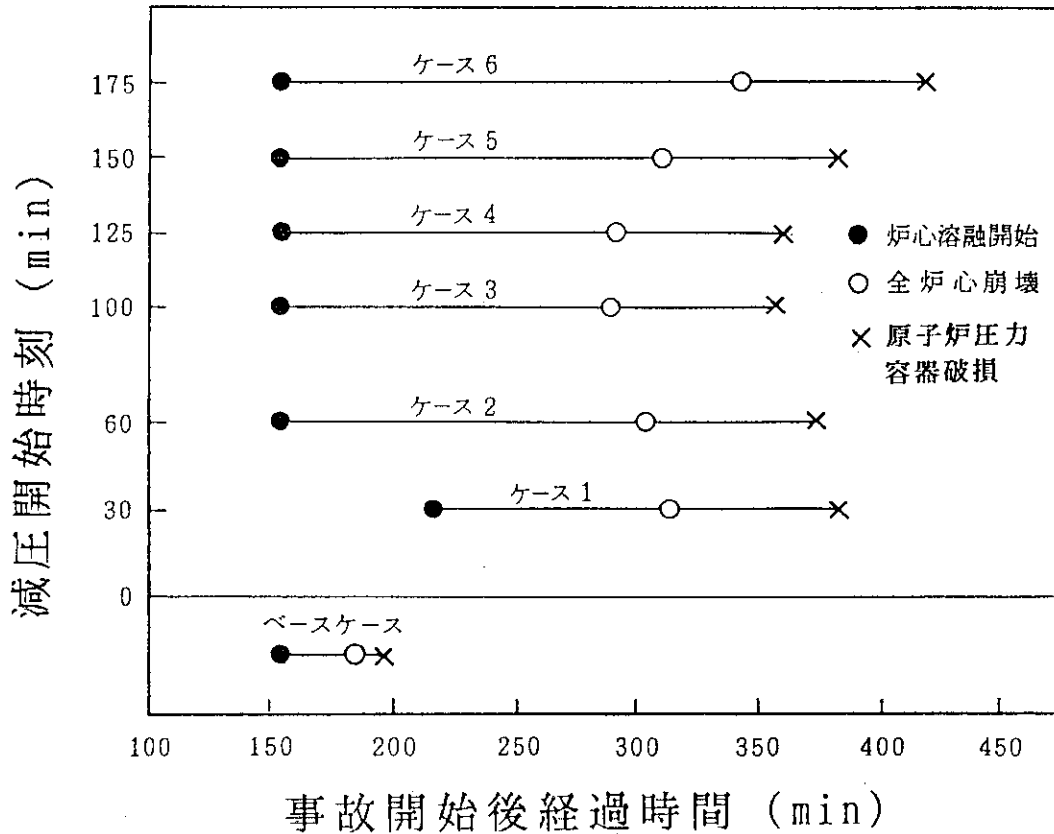


図3.2.20 事象の発生時刻の比較 (減圧操作開始時刻に関する感度解析)

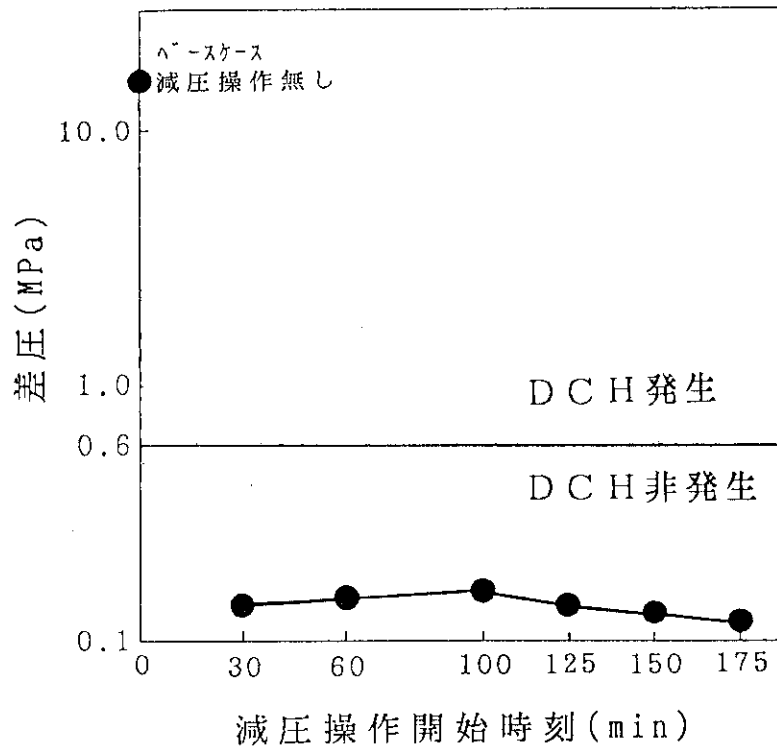


図3.2.21 原子炉圧力容器破損時の1次冷却系と格納容器の差圧 (減圧操作開始時刻に関する感度解析)

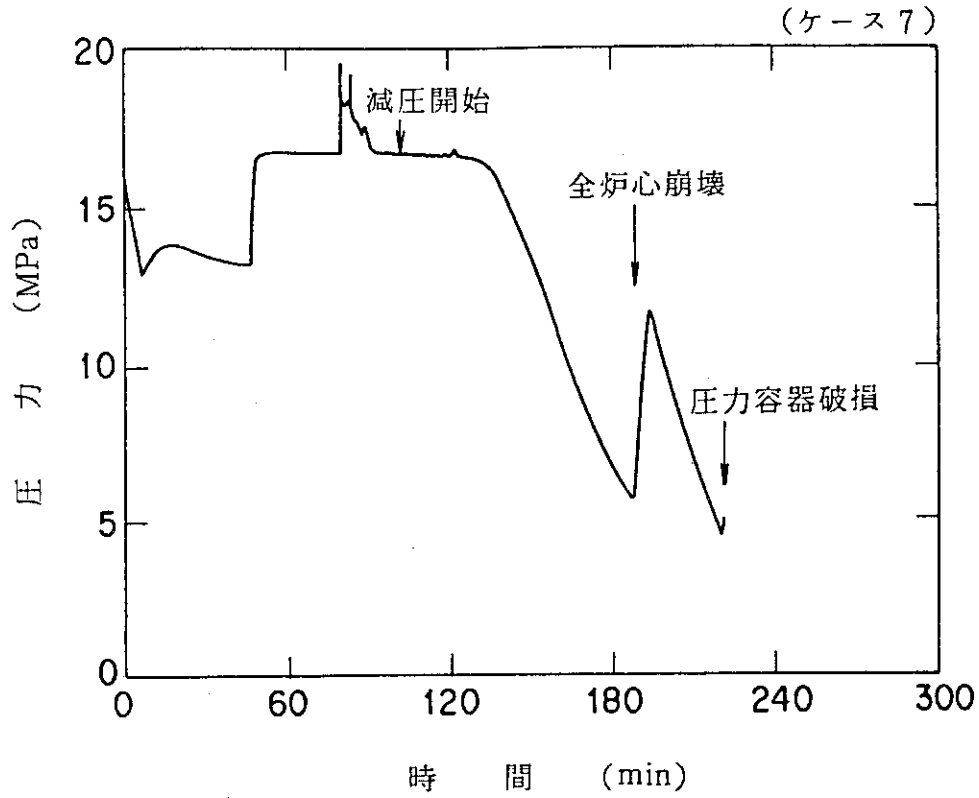


図3. 2. 22 1次冷却系圧力(ケース7)

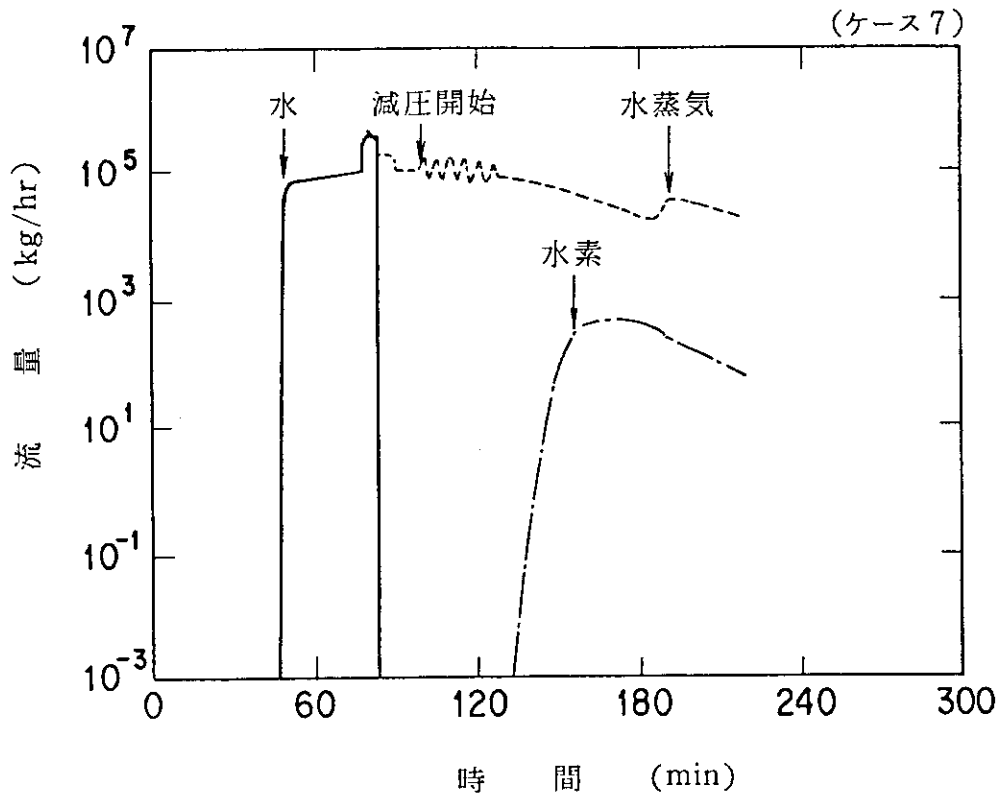


図3. 2. 23 PORVからの水・水蒸気・水素の放出流量(ケース7)

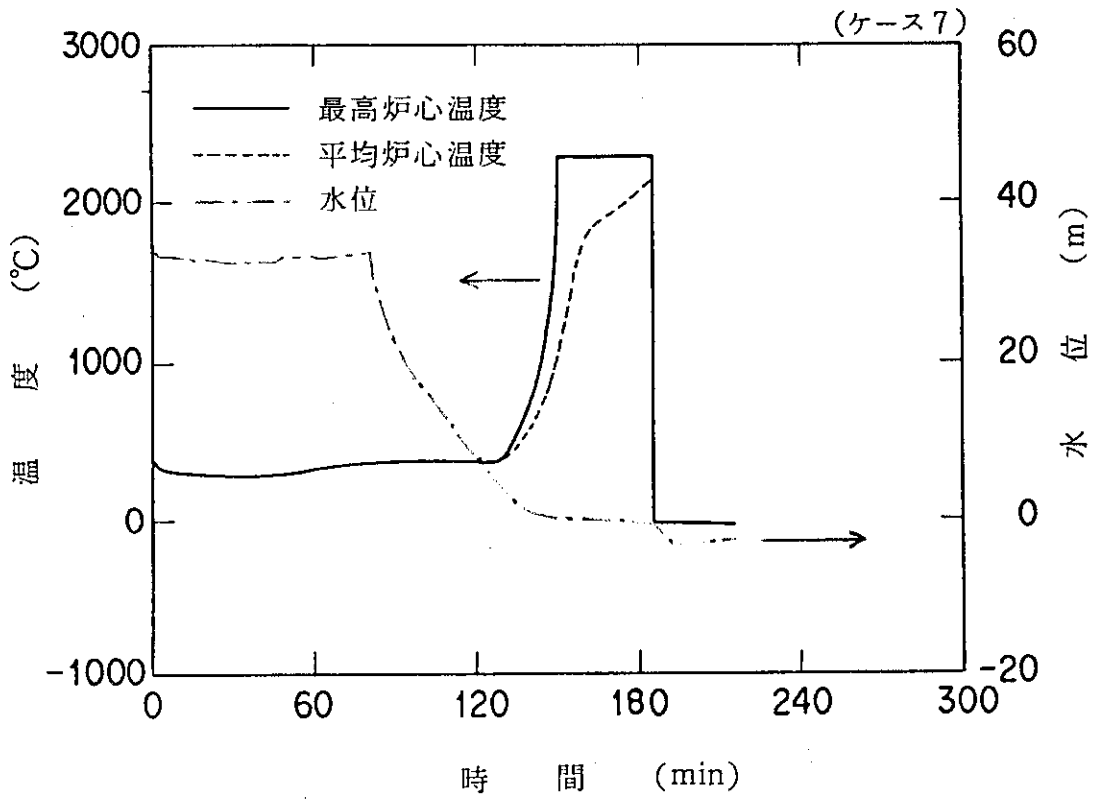


図3.2.24 原子炉圧力容器内水位及び炉心の平均、最高温度(ケース7)

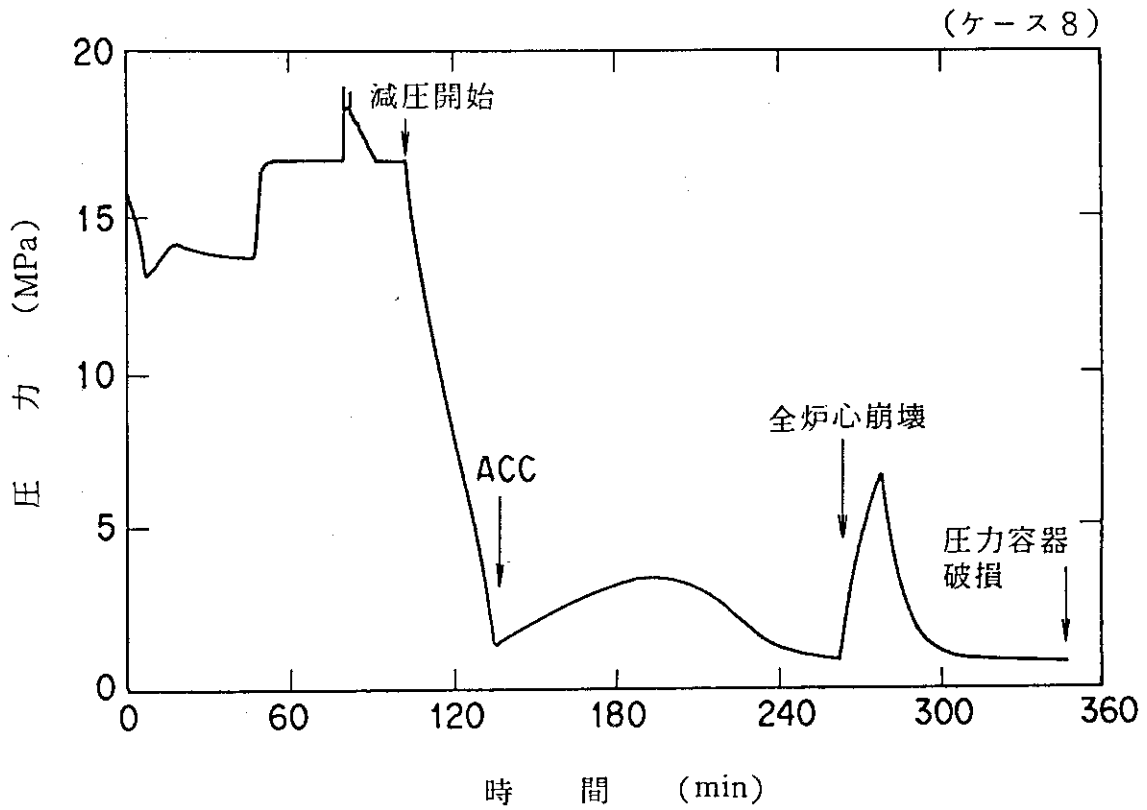


図 3. 2. 25 1次冷却系圧力 (ケース 8)

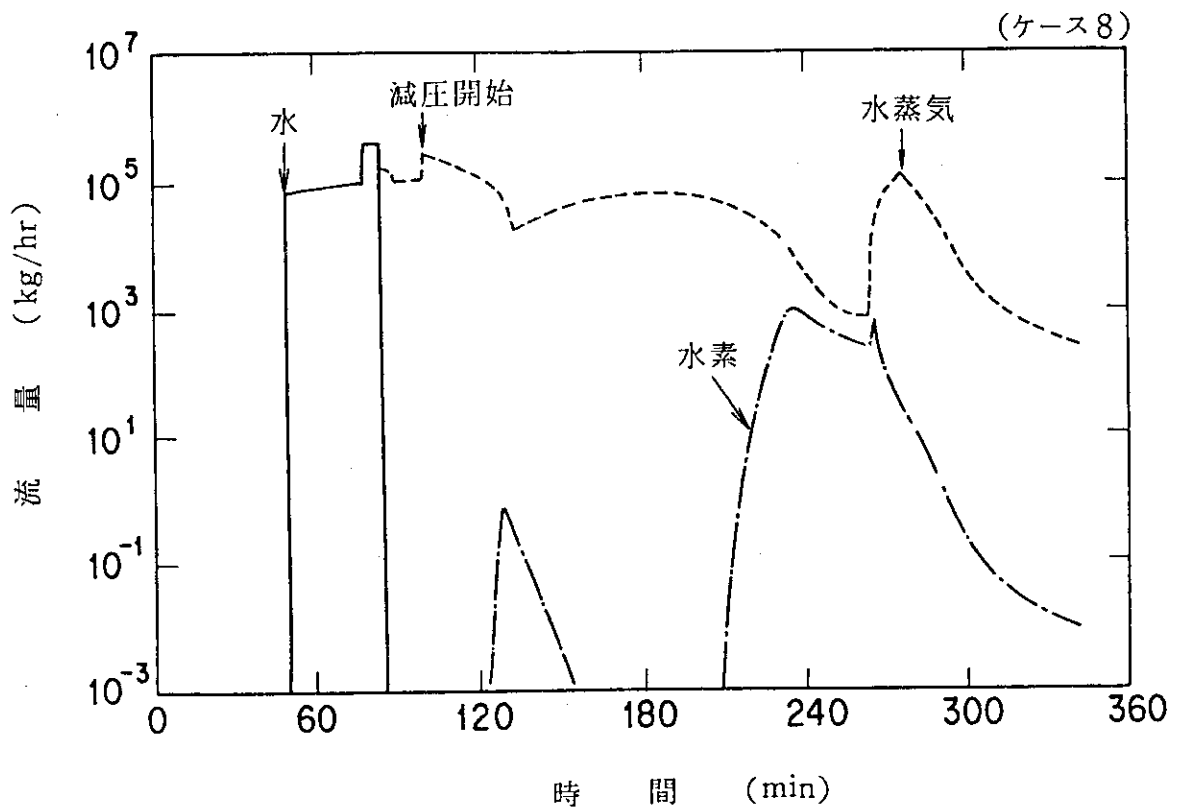


図 3. 2. 26 PORV及びSRVからの水・水蒸気・水素の放出流量 (ケース 8)

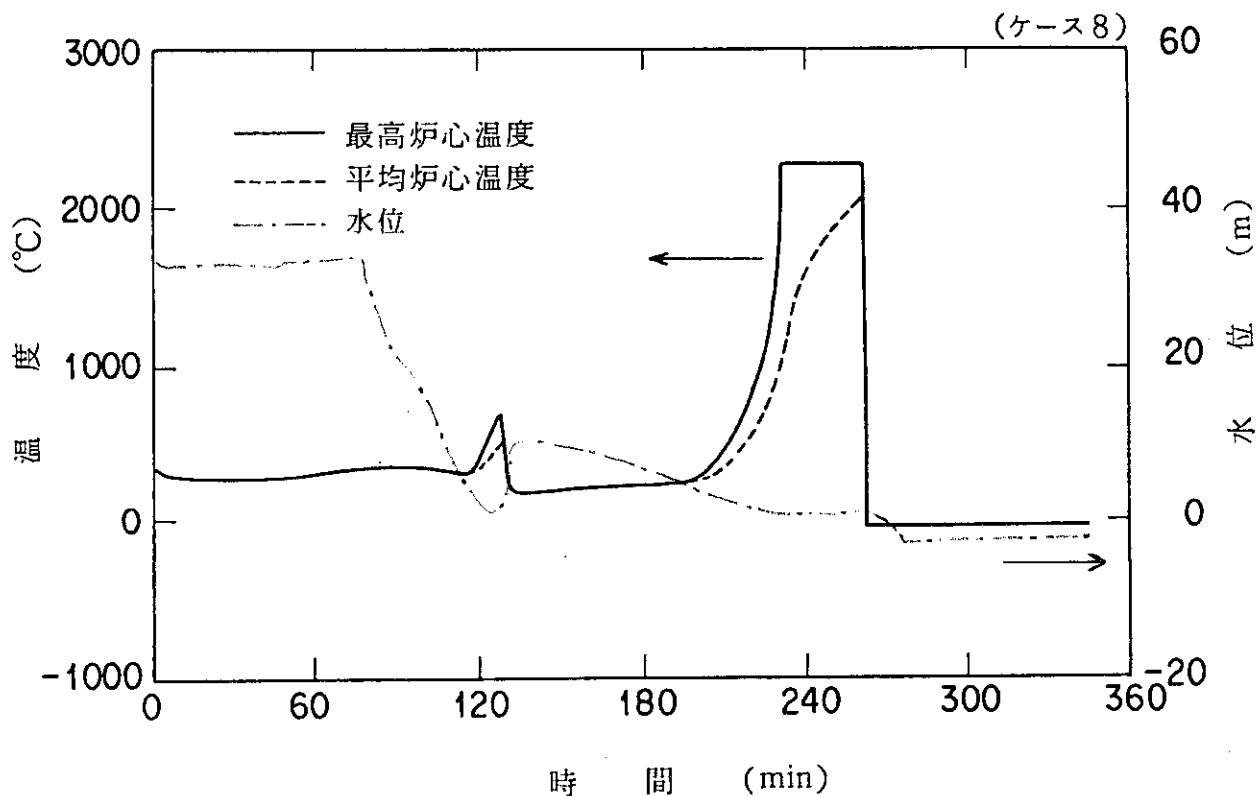


図3.2.27 原子炉压力容器内水位及び炉心の平均、最高温度(ケース8)

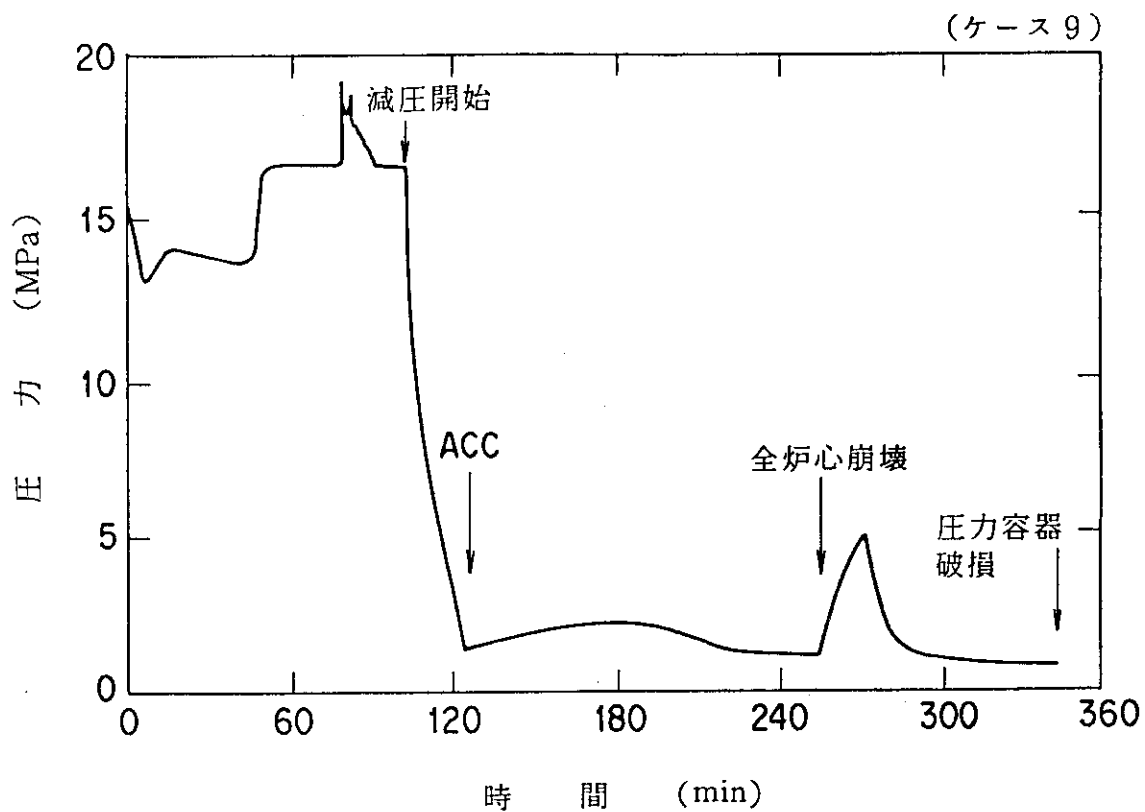


図3.2.28 1次冷却系圧力(ケース9)

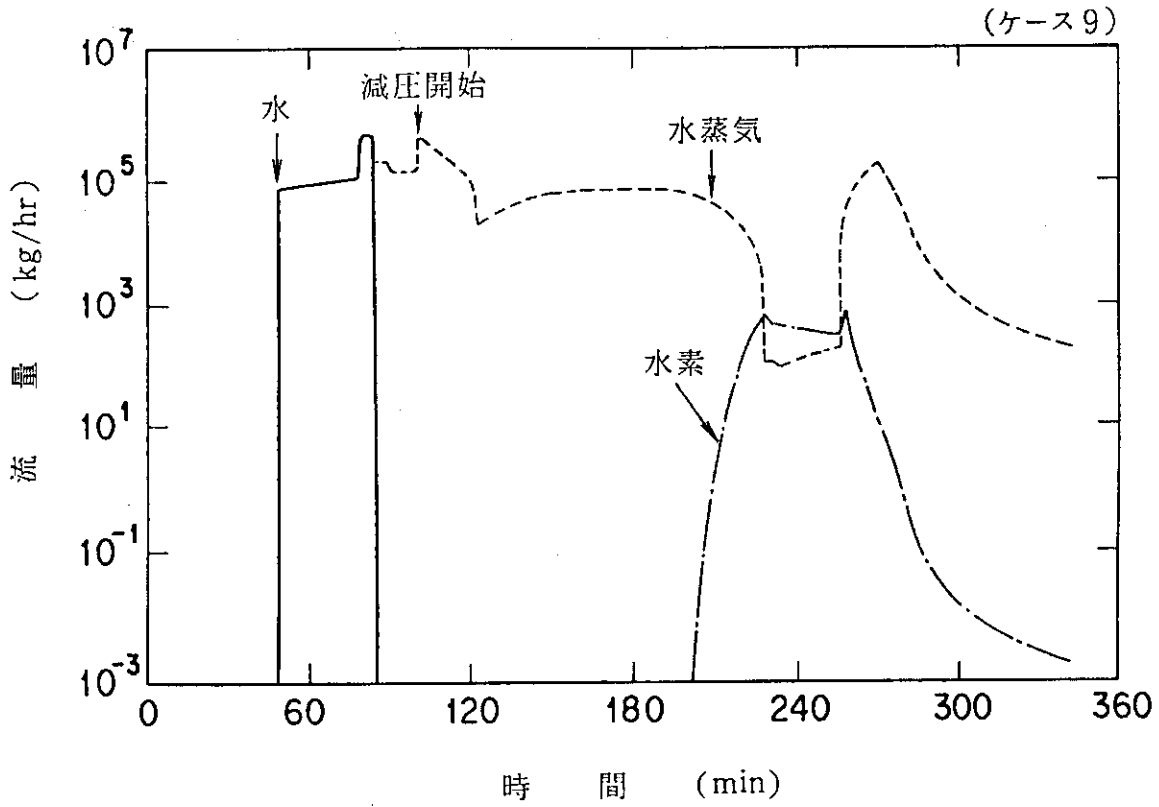


図3. 2. 29 PORV及びSRVからの水・水蒸気・水素の放出流量 (ケース9)

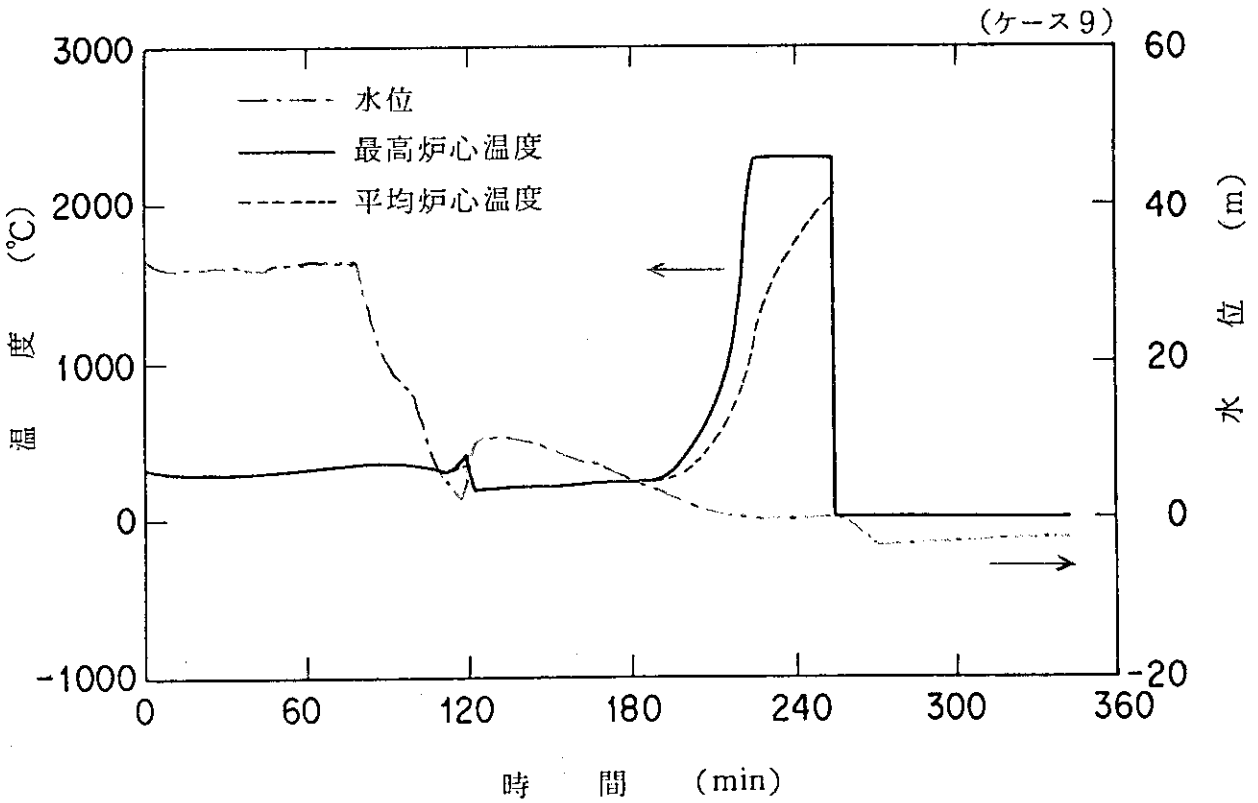


図3. 2. 30 原子炉压力容器内水位及び炉心の平均、最高温度 (ケース9)

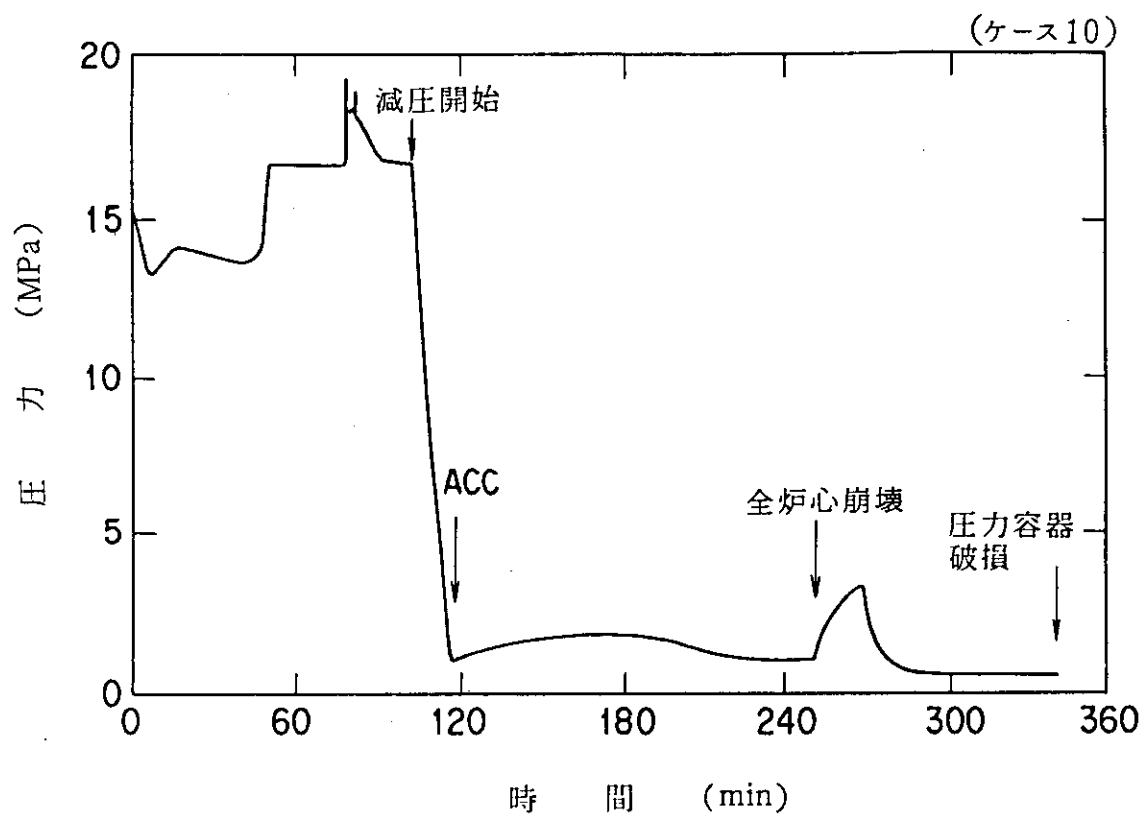


図3. 2. 31 1次冷却系圧力 (ケース10)

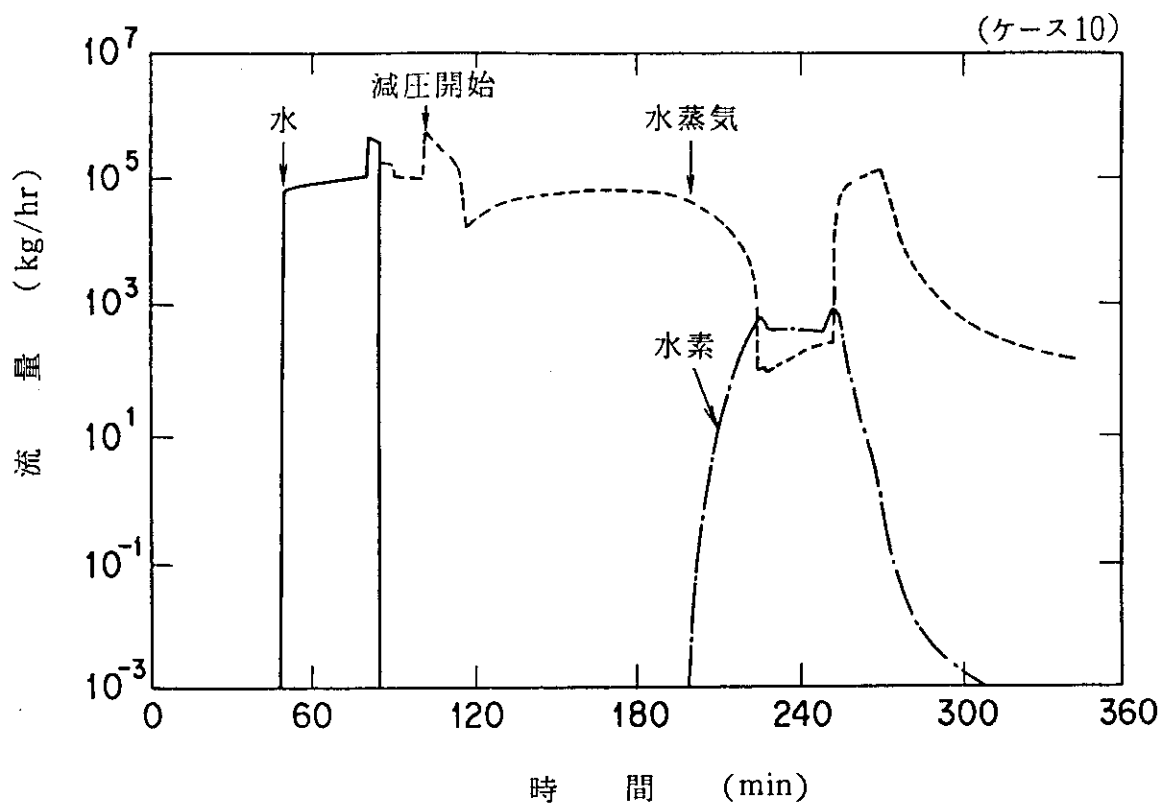


図3. 2. 32 PORV及びSRVからの水・水蒸気・水素の放出流量 (ケース10)

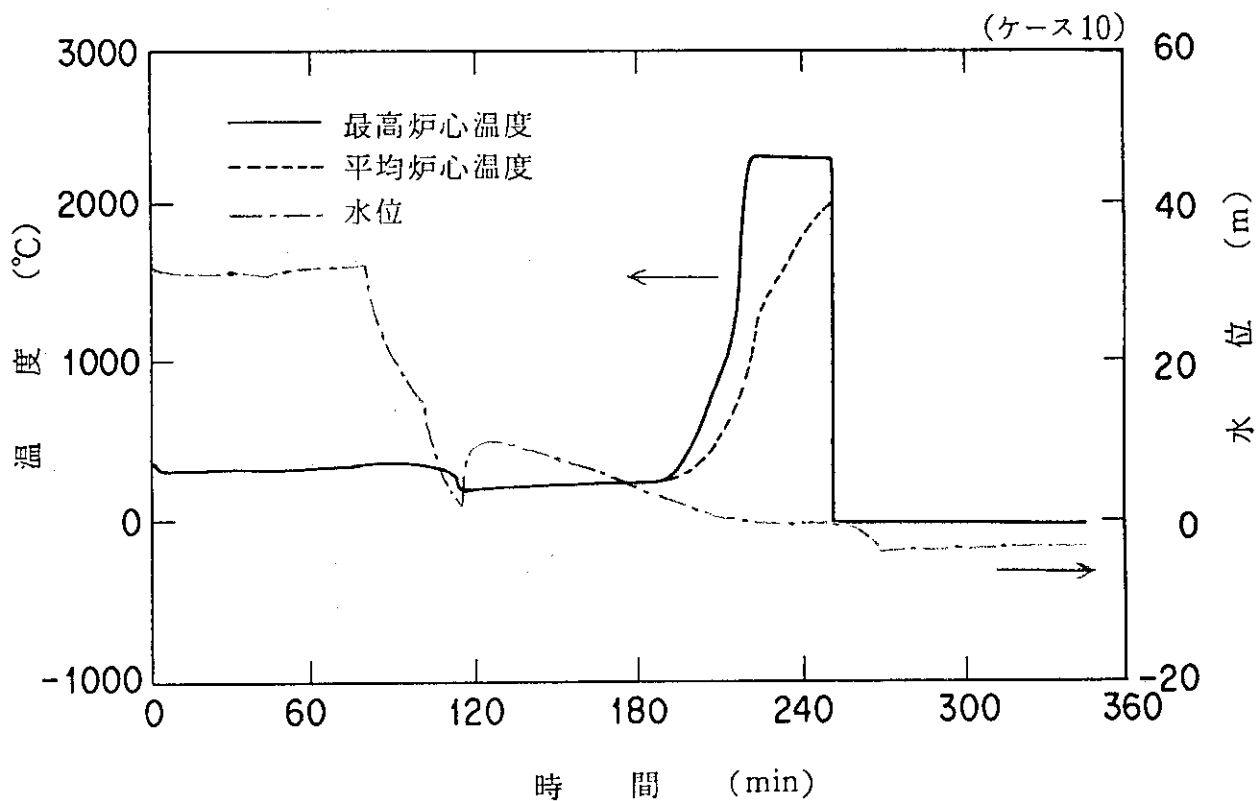


図3.2.33 原子炉压力容器内水位及び炉心の平均、最高温度(ケース10)

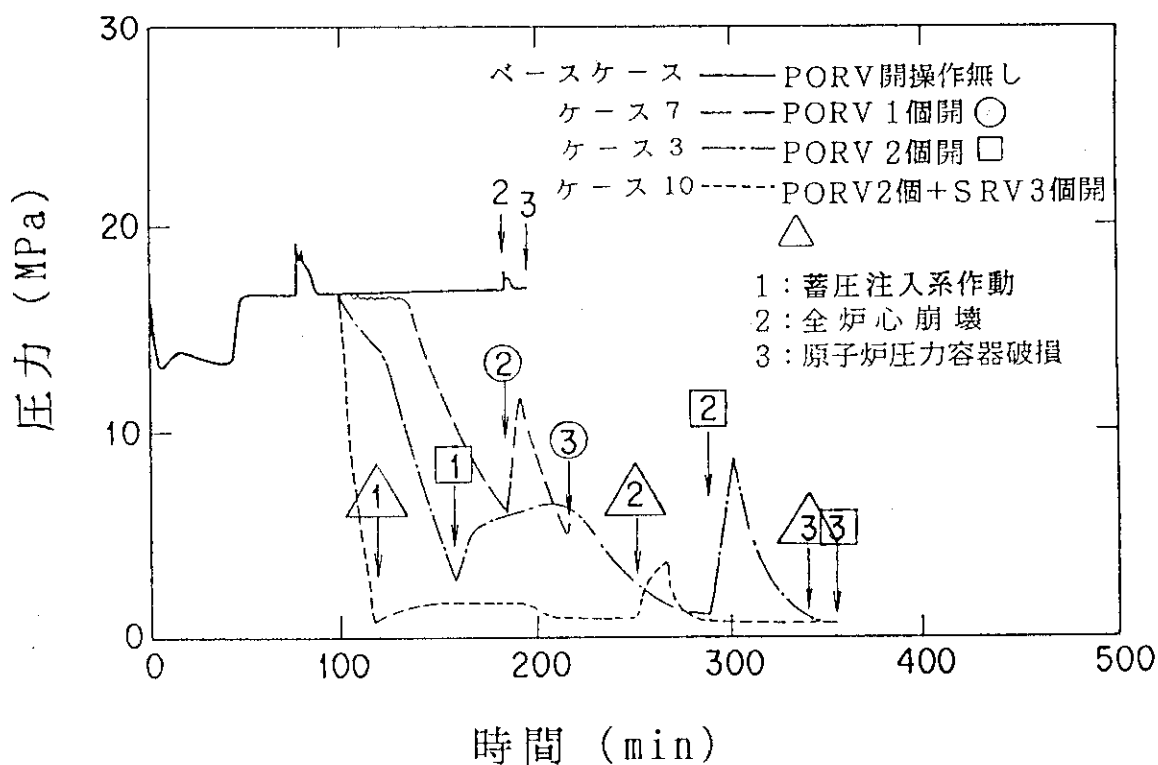


図3.2.34 1次冷却系圧力の比較(減圧速度に関する感度解析)

減圧操作に用いる弁の数

| | PORV | SRV |
|--------|------|-----|
| ケース10 | 2 | 3 |
| ケース9 | 2 | 2 |
| ケース8 | 2 | 1 |
| ケース3 | 2 | 0 |
| ケース7 | 1 | 0 |
| ベースケース | 0 | 0 |

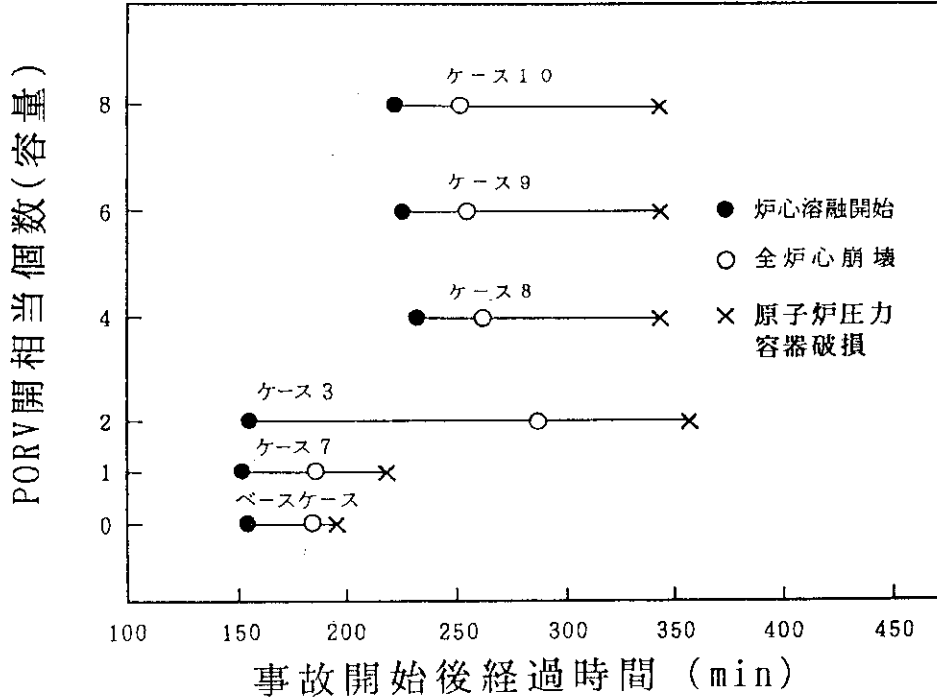


図3.2.35 事象の発生時刻の比較(減圧速度に関する感度解析)

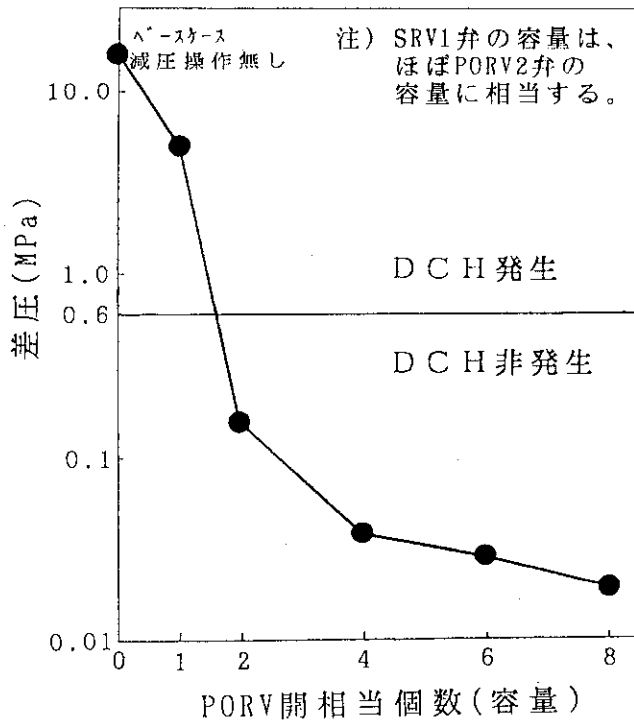


図3.2.36 原子炉压力容器破損時の1次冷却系と格納容器の差圧(減圧速度に関する感度解析)

4. THALESコードによる解析との比較

4.1 THALESコードによる解析結果

THALESコードによる解析では、Indian Point 3号炉の主給水喪失事故シーケンスに対する1次系減圧解析が表4.1に示す3ケースについて行われた⁵⁾。それぞれのケースの1次系圧力の変化を図4.1(a)に、PORVからの気相及び液相の流出流量を図4.2に示す。蓄圧注入系からの注水流量を図4.3に示す。また、主な事象の発生時刻を表4.1に示す。

標準ケースでは、1次系圧力はPORVの開設定圧に維持されたまま、事故開始後158分に全炉心崩壊が生じ、165分に原子炉压力容器の下部ヘッド損壊に至っている。ケース1では、減圧操作開始後1次系圧力は低下し始め、133分に蓄圧注入系作動設定圧(4.44MPa)まで低下し、蓄圧注入系からの注水が始まる。蓄圧注入系からの注入水(約50℃)により炉心部での沸騰が一時的に止まり、1次系圧力が更に低下し、蓄圧注入系からの注水が促進される。その後、炉心に注入された水は崩壊熱により熱せられ、再び炉心部での蒸発が始まる。蒸発量の増大につれて1次系圧力が上昇し、蓄圧注入系からの注水が止まる。その後は、再び炉心水位の低下により炉心部での蒸気生成量が減少して1次系圧力が低下し、蓄圧注入系作動設定圧力まで低下すると再び蓄圧注入系からの注水が開始されるというサイクルが繰り返される。ケース1では、PORVの容量が十分でないため、蓄圧器保有水の全量が注入される前に事故開始後154分に全炉心崩壊が生じ、その後は蓄圧注入系からの注水がないまま189分に原子炉压力容器の下部ヘッド損壊に至っている。

ケース2では、減圧操作開始後1次系圧力は低下し、事故開始後122分には蓄圧注入系作動設定圧力まで低下し、蓄圧注入系からの注水が始まる。その後、ケース1と同様に蓄圧注入系からの注水が繰り返されるが、このケースではPORVの容量が大きいため、1次系の減圧が十分に行われ、蓄圧器の保有水の全量が注入されるため、全炉心崩壊に至るまでの時間が長くなり、事故開始後304分に原子炉压力容器の下部ヘッド損壊に至っている。

4.2 解析結果の比較

MARCH 3.0コードによる1次系圧力の解析結果を図4.1(b)に示す。また、MARCH 3.0コードで計算された主な事象の発生時刻をTHALESコードによる結果とあわせて表4.2に示す。いずれの解析も100分に運転員により減圧操作を行った場合の結果である。減圧操作を行わなかった標準ケースの比較では、MARCH 3.0コードの結果の方が炉心溶融、全炉心崩壊及び原子炉压力容器破損の発生時刻を20分程度遅く見積っている。減圧操作を行った場合の比較では、THALESコードの解析結果では、PORV 3弁相当(流路断面積 $2.60 \times 10^{-3} \text{ m}^2$)の

容量が得られないと1次系減圧の効果は顕著に見られなかったが、MARCH3.0コードの解析結果では、PORV2弁相当（流路断面積 $1.73 \times 10^{-3} \text{m}^2$ ）の容量があれば減圧操作の効果が十分得られる点が異なっている。また、蓄圧注入系からの注入時の1次系圧力挙動に差異がみられる。MARCH3.0コードではほぼ瞬時に多量の注入が行われるのに対して、THALESコードでは、蓄圧注入系が数回に分けて間欠的に作動するために急激な注入と昇圧は生じていない。THALESコードによる解析との相違は、それぞれの計算コードで使用されている解析モデルの差によると考えられる。主なモデルの差は下記のとおりである。

（1）放出流量モデル

THALESコードでは、液相放出に対しては、Moodyの臨界流モデル²¹⁾を、蒸気放出に対しては、等エントロピーモデルを使用している。THALESコードで使用されている臨界流モデルの圧力とエンタルピーに関する特性を図4.4に示す。一方、MARCH3.0コードでは、液相放出に対しては、Henry-Fauskeの臨界流モデル²²⁾を、蒸気放出に対しては、簡略化したMoodyの臨界流モデルを使用している⁷⁾。MARCH3.0コードで使用されている臨界流モデルの圧力とエンタルピーに関する特性は図2.2に示した通りである。MARCH3.0コードの蒸気放出に対する臨界流モデルは、基本的にMoodyモデルを導入しているものの簡易化され、エンタルピーへの依存性がなくなり、圧力のみ関数としている。このため、二相放出の領域では、実際のMoodyモデルやTHALESコードの計算結果と比べて臨界流量を低めに評価する。したがって、MARCH3.0コードの臨界流モデルの方が破断流量を若干過小評価する傾向がある。

実際、MARCH3.0コードのベースケースのPORVからの放出流量は、水と蒸気を合わせて約 $1.2 \times 10^5 \text{kg}$ であり、THALESコードでは約 $1.7 \times 10^5 \text{kg}$ となり、MARCHコードで計算される放出量の方が約30%少なめに評価している。この放出量の相違によりTHALESコードの標準ケースの方が、MARCH3.0コードのベースケースより事故進展が約20分早くなつたと考えられる。もしMARCH3.0コードとTHALESコードの臨界流モデルが同じであれば、1次冷却系のノード分割等にモデルの差はあるが、両コードの冷却材の放出量はほぼ等しくなり、事故進展もほぼ似通つた結果になつたと考えられる。

（2）1次冷却系のノード分割

MARCH3.0コードによる解析結果と、THALESコードの解析結果を比べると、蓄圧注入系の作動及び蓄圧注入系作動時の1次系圧力挙動に差異がみられる。つまり、MARCH3.0コードでは、ほぼ瞬時に多量の注入が行われ、炉心部での蒸気発生により1次系圧力が上昇し蓄圧注入系からの注入が停止している。一方、THALESコードによる解析ではそれほど急激な注入と昇圧は起こらず、蓄圧注入系は何回にも分けて作動する。この差の原因として、両コードの1次冷却系のノード分

割の違いが挙げられる。MARCH 3.0コードでは炉心を含む1次冷却系を1ボリュームでモデル化しているのに対して、THALESコードではコールドレグと炉心を別のボリュームでモデル化している。このため、MARCH 3.0コードでは、蓄圧注入系からの注入水が直接炉心を冷却し、冷却材の温度が上昇するのに時間がかかり、その間に多量の水が注入されることになる。一方、THALESコードでは、蓄圧注入系からの注入先であるコールドレグにおける水の蒸発による加圧や炉心で発生した蒸気のコールドレグにおける凝縮とそれによる減圧を考慮することができるため、急激な注入と昇圧は起こらず、蓄圧注入系は何回にも分けて作動することになる。したがって、蓄圧注入系の作動状況については、THALESコードの結果の方がより現実的であると考えられる。この事は、有効な減圧を行うための最低のPORVの容量が、MARCH 3.0コードではPORV 2弁であるのに対し、THALESコードではPORV 3弁相当であるという結果の違いを定性的に説明することができる。すなわち、両コード共に、蓄圧注入系はPORV 2弁の容量で減圧すると作動するが、1次系のボリューム分割の違いからMARCH 3.0コードの方が蓄圧注入系の水が炉心に注入されやすいために、両者の結果に差が生じたものと考えられる。

蓄圧注入系の作動についてさらに精度よく評価するためには、1次冷却系のノード分割の依存性を明らかにする必要がある。

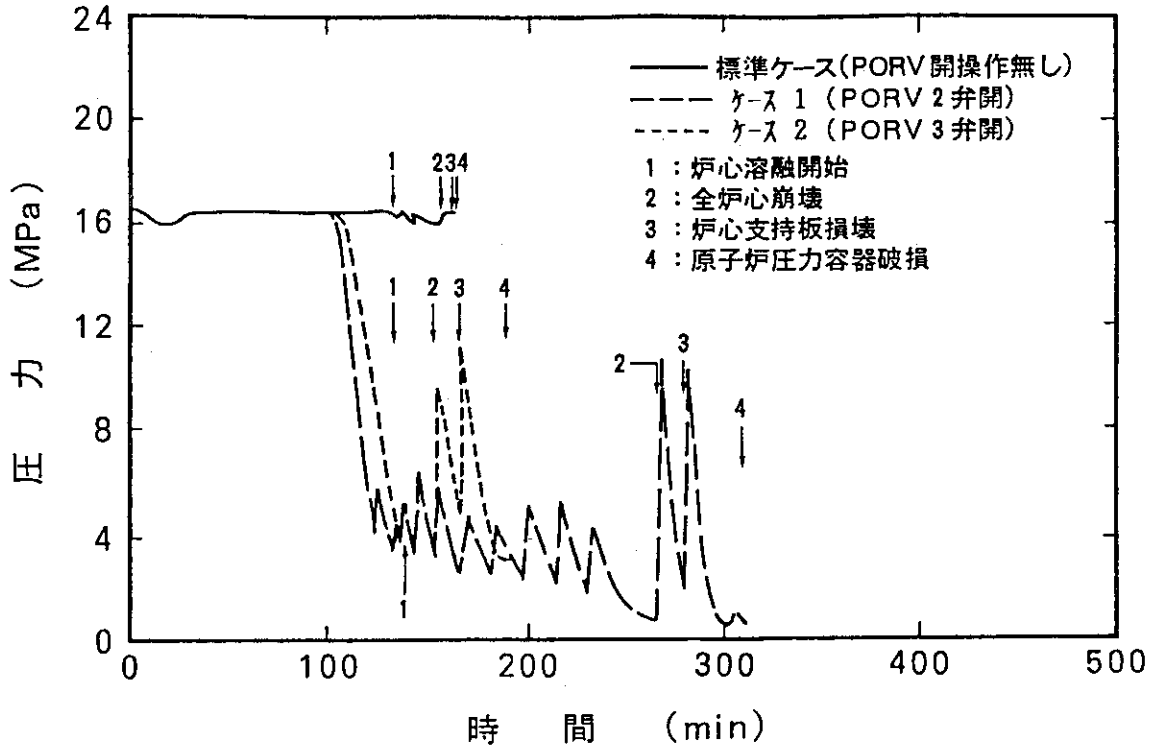
表4.1 THALESコードによる1次系減圧解析

| 解析ケース | 解析内容 |
|----------|---------------------------------------|
| 1) 標準ケース | 運転員による減圧操作無し、PORVの自動開閉、PORV2個分の容量 |
| 2) ケース1 | 事故開始後100分から運転員による減圧操作開始 PORV2個分の容量 |
| 3) ケース2 | 事故開始後100分から運転員による減圧操作開始 PORV3個分の容量 |

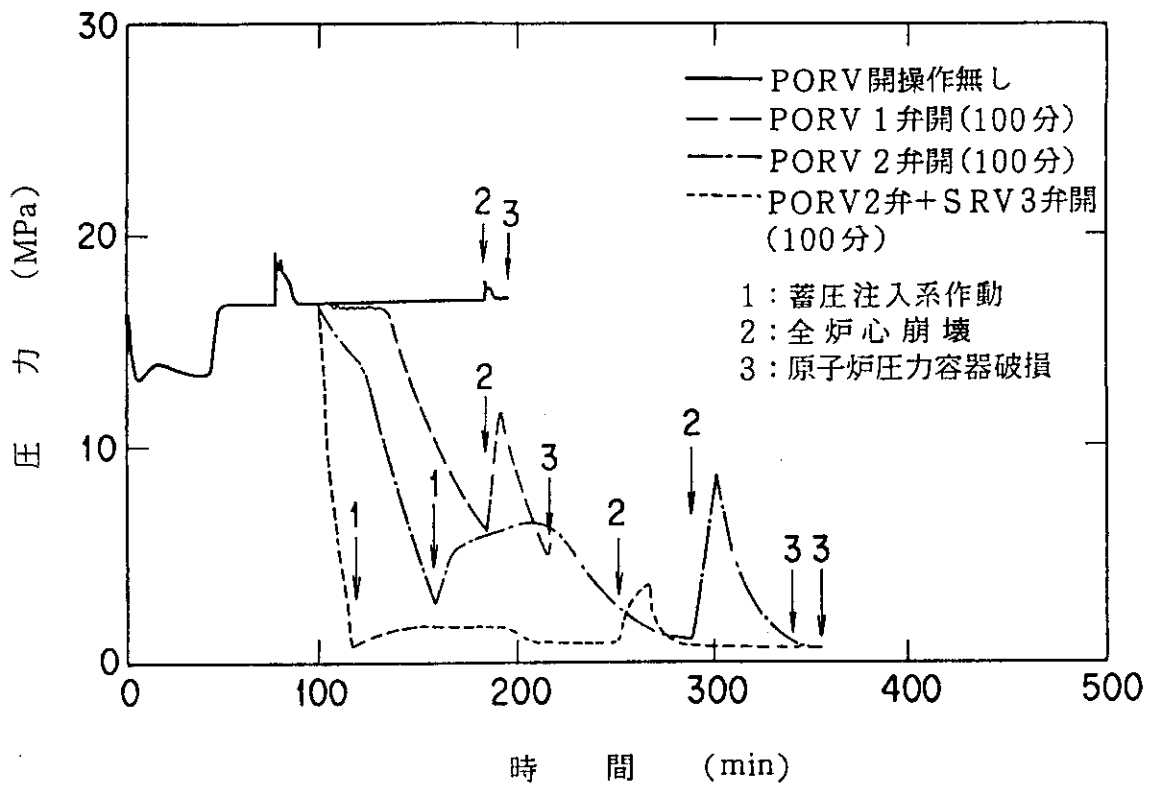
表4.2 事象の発生時刻の比較 (THALESコードとの比較)

| コード | THALESコード | | | | MARCH3.0コード | | | |
|-------------------------|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 標準ケース | ケース1 | ケース2 | ケース3 | ベースケース | ケース7 | ケース3 | ケース8 |
| 加圧器逃し弁 相当弁数 流路断面積 | 自動開閉 PORV 2弁 $1.73 \times 10^{-3} \text{m}^2$ | 減圧操作 PORV 2弁 $1.73 \times 10^{-3} \text{m}^2$ | 減圧操作 PORV 3弁 $2.60 \times 10^{-3} \text{m}^2$ | 減圧操作 PORV 2弁 $1.73 \times 10^{-3} \text{m}^2$ | 自動開閉 PORV 2弁 $1.73 \times 10^{-3} \text{m}^2$ | 減圧操作 PORV 1弁 $8.65 \times 10^{-4} \text{m}^2$ | 減圧操作 PORV 2弁 $1.73 \times 10^{-3} \text{m}^2$ | 減圧操作 PORV 4弁 ¹⁾ $3.46 \times 10^{-3} \text{m}^2$ |
| 炉心溶融 | 132分 | 130分 | 137分 | 155分 | 152分 | 259分 | 232分 | |
| 全炉心崩壊 | 158分 | 154分 | 266分 | 184分 | 186分 | 291分 | 262分 | |
| 圧力容器破損 | 165分 | 189分 | 304分 | 195分 | 218分 | 357分 | 343分 | |

1) PORV 2弁 + SRV 1弁の容量は、ほぼ PORV 4弁の容量に相当する。



(a) 1次冷却系圧力 (THALESコード)



(b) 1次冷却系圧力 (MARCH3.0コード)

図4. 1 1次冷却系圧力の比較 (THALESコードとMARCH3.0コードの結果比較)

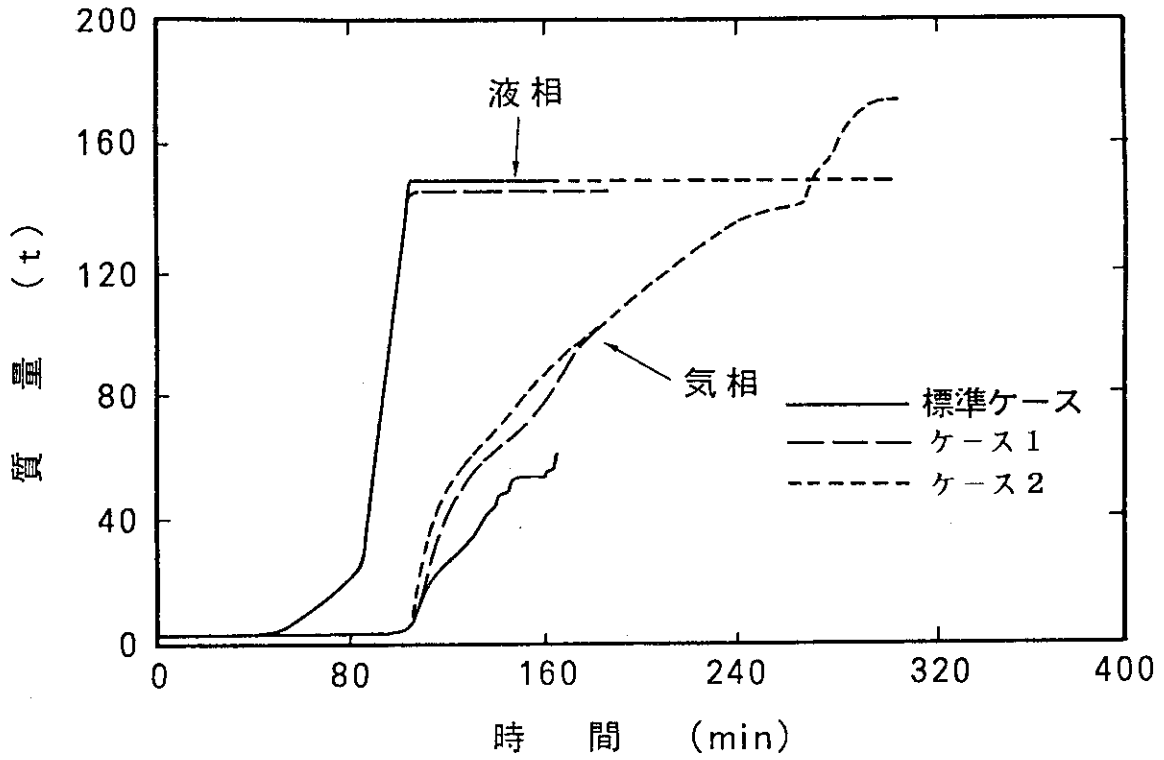


図4.2 PORVからの水・水蒸気の放出量 (THALESコードの結果)

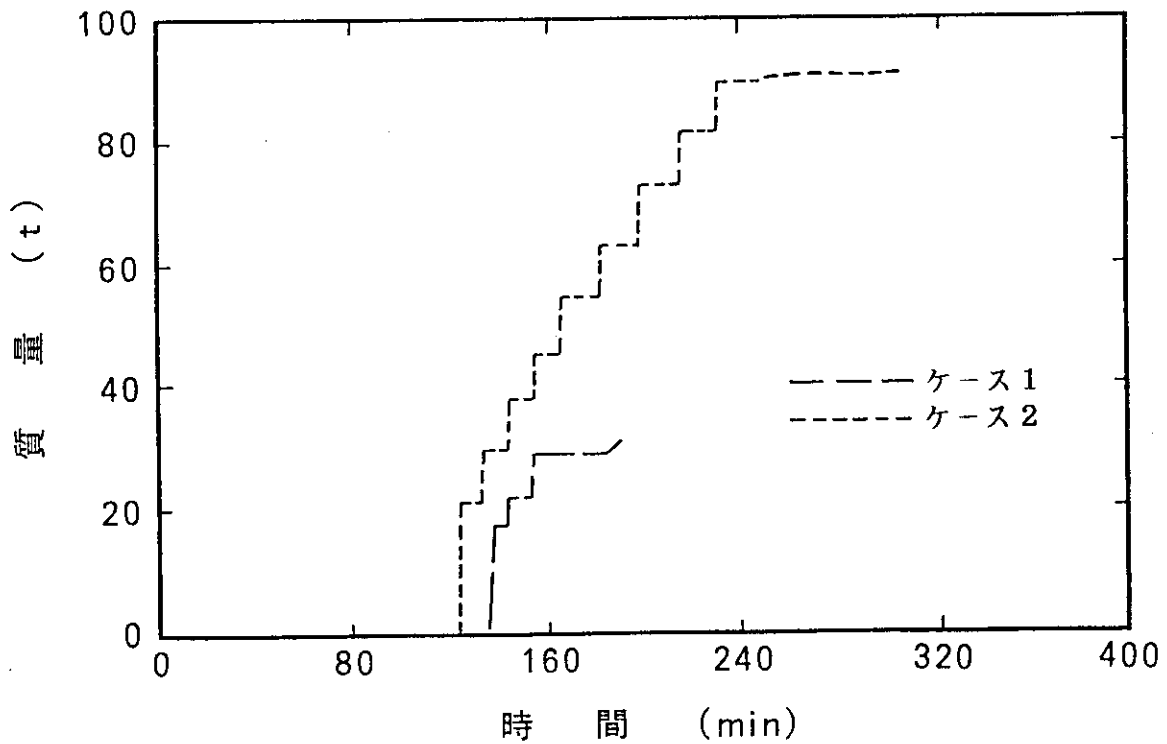


図4.3 蓄圧注入系からの注水流量 (THALESコードの結果)

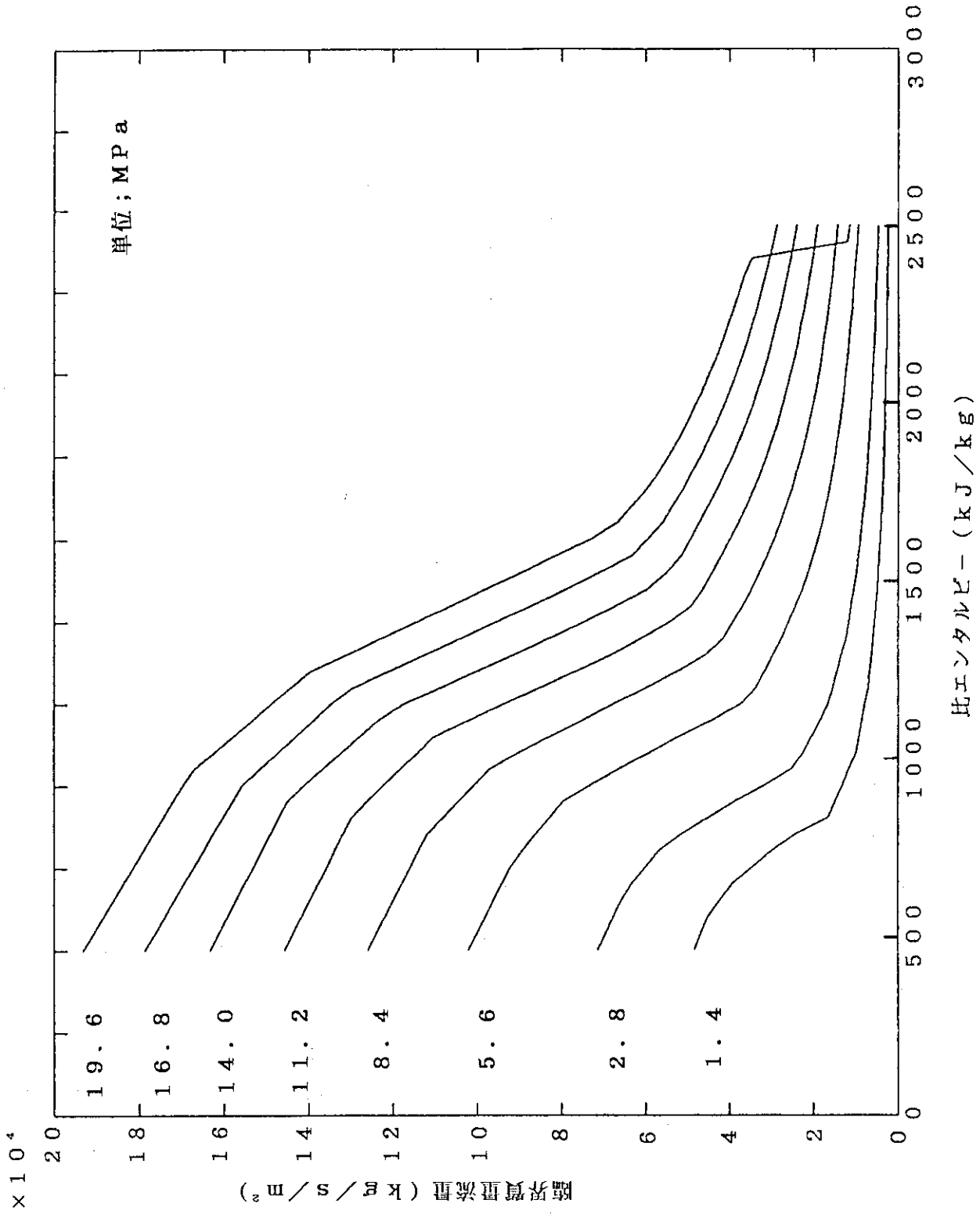


図4.4 THALESコードの臨界流モデル

5. 結論

1次冷却系の圧力が高圧に保たれたまま事象が進展するPWRのシビアアクシデント時に、PORV等を運転員が操作し1次冷却系を蓄圧注入系作動設定圧まで減圧できれば、蓄圧注入系が作動し炉心を冷却することができる。これにより原子炉圧力容器破損時刻が遅延するとともに、原子炉圧力容器破損時の高圧溶融物放出（HPME）や格納容器直接加熱（DCH）を防止できる可能性がある。そこで、1次系強制減圧の効果調べるため、MARCH 3.0を用いて解析を行い、以下の結論を得た。

- (1) 原子炉圧力容器破損前に有効な1次系減圧を行えば、原子炉圧力容器破損までの時間を減圧操作無しの場合と比べて約160分延長できる。また、たとえ原子炉圧力容器が破損したとしても、HPMEやDCHを防止でき、格納容器の健全性を確保することができる。
- (2) 減圧操作開始時刻は、全炉心崩壊時刻及び原子炉圧力容器破損時刻に大きな影響を与えないが、炉心溶融開始時刻は、減圧操作開始時刻が早い程遅くなる。
- (3) 減圧速度が小さいと、蓄圧注入系が作動する前に1次系がかなり高圧の状態のまま原子炉圧力容器破損が起こる。有効な1次系減圧を行うために必要な減圧速度は飽和蒸気放出で45.1 kg/s（2個のPORVの容量相当）以上である。

謝辞

本解析の遂行に当たっては、日本原子力研究所原子炉安全工学部リスク評価解析研究室長の阿部清治氏に数多くの技術的コメントを頂きました。ここに深く感謝致します。

5. 結論

1次冷却系の圧力が高圧に保たれたまま事象が進展するPWRのシビアアクシデント時に、PORV等を運転員が操作し1次冷却系を蓄圧注入系作動設定圧まで減圧できれば、蓄圧注入系が作動し炉心を冷却することができる。これにより原子炉压力容器破損時刻が遅延するとともに、原子炉压力容器破損時の高圧溶融物放出（HPME）や格納容器直接加熱（DCH）を防止できる可能性がある。そこで、1次系強制減圧の効果調べるため、MARCH 3.0を用いて解析を行い、以下の結論を得た。

- (1) 原子炉压力容器破損前に有効な1次系減圧を行えば、原子炉压力容器破損までの時間を減圧操作無しの場合と比べて約160分延長できる。また、たとえ原子炉压力容器が破損したとしても、HPMEやDCHを防止でき、格納容器の健全性を確保することができる。
- (2) 減圧操作開始時刻は、全炉心崩壊時刻及び原子炉压力容器破損時刻に大きな影響を与えないが、炉心溶融開始時刻は、減圧操作開始時刻が早い程遅くなる。
- (3) 減圧速度が小さいと、蓄圧注入系が作動する前に1次系がかなり高圧の状態のまま原子炉压力容器破損が起こる。有効な1次系減圧を行うために必要な減圧速度は飽和蒸気放出で45.1 kg/s（2個のPORVの容量相当）以上である。

謝辞

本解析の遂行に当たっては、日本原子力研究所原子炉安全工学部リスク評価解析研究室長の阿部清治氏に数多くの技術的コメントを頂きました。ここに深く感謝致します。

参考文献

- 1) D.J. Hanson et al., "Depressurization as an Accident Management Strategy to Minimize the Consequences of Direct Containment Heating," NUREG/CR-5447 (1990).
- 2) R. Chambers et al., "Depressurization to Mitigate Direct Containment Heating," Nuclear Technology, Vol.88, pp.239-250 (1989).
- 3) J.A. Gieseke et al., "Source Term Code Package : A User's Guide (Mod1)," NUREG/CR-4587 (1987).
- 4) 阿部清治、他, "炉心溶融事故時熱水力コード・システム THALESの開発,(I) -コード・システムと計算モデルの概要-, " 原子力学会, Vol.27, No.11 (1985).
- 5) K. Abe et al., "Utilization of THALES-PM Code for Assessing New Reactor Design and Accident Mitigation Measures," Proc. of IAEA-TC on PSA of New Power Reactor Design and Mitigation System, Vienna (1987).
- 6) J.A. Gieseke et al., "Radionuclide Release under Specific LWR Accident Conditions," BMI-2104 (1984).
- 7) R.O. Wooton et al., "MARCH 2 (Meltdown Accident Response Characteristics) Code Description and User's Manual", NUREG/CR-3988 (1984).
- 8) M.R. Kuhlman et al., "CORSOR User's Manual," NUREG/CR-4173 (1985).
- 9) R.K. Cole et al., "CORCON-Mod2 : A Computer Program for Analysis of Molten-Core Concrete Interactions," NUREG/CR-3920 (1984).
- 10) H. Jordan et al., "TRAP-MELT2 User's Manual," NUREG/CR-4205 (1985).
- 11) R.G. Freeman-Kelly et al., "A User's Guide for MERGE," NUREG/CR-4172 (1985).
- 12) D.A. Powers et al., "VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core-Debris Interactions with Concrete," NUREG/CR-4308 (1985).
- 13) H. Bunz et al., "NAUA Mod4: A Code for Calculating Aerosol Behavior in LWR Core Melt Accidents, Code Description and User's Manual," KfK-3554 (1982).
- 14) P.C. Owczarski et al., "Technical Bases and User's Manual for SPARC -- Suppression Pool Aerosol Removal Code," NUREG/CR-3317 (1983).
- 15) W.K. Winegardner et al., "Studies of Fission Product Scrubbing Within Ice Compartments," NUREG/CR-3248 (1983).
- 16) T.S. Kress, "Review of the Status of Validation of Computer Codes Used in the Severe Accident Source Term Reassessment Study (BMI-2104)," ORNL/TM-8842 (1985).

- 1 7) K. Hashimoto et al. "High Pressure Pool Scrubbing Experiment for a PWR Severe Accident," Proc. of the International Topical Meeting on Safety of Thermal Reactors, Portland, pp.740-745 (1991).
- 1 8) New York Power Authority, "Indian Point 3 Nuclear Power Plant, FSAR," DOCKET 50286 (1982).
- 1 9) New York Power Authority, "Source Term Safety Assessment of Radio-nuclide Releases under Severe Accident Conditions at Indian Point 3 Nuclear Power Plant," (1984).
- 2 0) N.K. Tutu et al., "Low-Pressure Cutoff for Melt Dispersal from Reactor Cavities," Trans. of American Nuclear Society, V.57, pp.359-360 (1988).
- 2 1) F.D. Moody, "Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture," Journal of Heat Transfer, 87, pp.134-142 (1965).
- 2 2) R.E. Henry et al., "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices, and Short Tubes," Journal of Heat Transfer, 93, pp179-187 (1971).

付録 A MARCH3.0入力データ

```

#NLMAR
  ATIME      =0.0,
  BOILPT     =9,
  CONTAN     =0,
  CORRAL     =7,
  CORSOR     =25,
  CPSTP      =10000.,
  DTINTL     =0.1,
  FLOWS      =1,
  HECTR      =0,
  IBLDF      =0,
  IBLDI      =0,
  IBLDP      =1,
  IBRK       =0,
  ICBRK      =0,
  ICHECK     =0,
  ICKV       =0,
  IECCXX     =2,
  IFPSM      =5,
  IPDTL      =7,
  IPDTL      =6,
  IS         =7,

  IS         =7,
  ISPR      =0,
  ITRAN      =1,
  IU         =0,
  IXPL       =0,
  MACEPT     =11,
  MERGE      =20,
  NINTRL     =1,
  NPAIRL     =0,
  NTP1       =0,
  NTP2       =0,
  PRST       =1.E10,
  TAP        =1.051E6,
  TOTAL( 1)  =364.86,
  TOTAL( 2)  =34.52,
  TOTAL( 3)  =724.00,
  TOTAL( 4)  =37.30,
  TOTAL( 5)  =70.72,
  TOTAL( 6)  =9.124,
  TOTAL( 7)  =2.6,
  TOTAL( 8)  =170.42,
  TOTAL( 9)  =729.5,
  TOTAL(10)  =103.65,
  TOTAL(11)  =195505.7,
  TOTAL(12)  =45834.05,
  TOTAL(13)  =498.46,
  TOTAL(14)  =18060.25,
  TOTAL(15)  =431.66,
  TOTAL(16)  =132.54,
  TOTAL(17)  =2673.0,
  TOTAL(18)  =1188.0,
  TOTAL(19)  =149.0,
  TOTAL(20)  =173.48,
  TOTAL(21)  =4920.64,
  TOTAL(22)  =308.64,

  IS         =5,
  #NLINTL
  #END
  #NLSLAB
  DEN(1)     =487.,
  DEN(2)     =157.,
  DTDX(1)    =0,
  DTDX(2)    =0,
  DTDX(3)    =1,
  DTDX(4)    =0,
  HC(1)      =0.113,
  HC(2)      =0.238,
  HIF(1)     =100.,
  HIF(2)     =100.,
  HIF(3)     =0.0,
  HIF(4)     =0.0,
  IDGAS      =7,
  IMAT(1)    ='STEEL',
  IMAT(2)    ='CONCRETE',
  ISLAB(1)   ='DOME ',
  ISLAB(2)   ='WALL ',
  ISLAB(3)   ='STEEL',
  ISLAB(4)   ='CONC ',
  IVL(1)     =1,
  IVL(2)     =1,
  IVL(3)     =1,
  IVL(4)     =1,
  IVR(1)     =1,
  IVR(2)     =1,
  IVR(3)     =1,
  IVR(4)     =1,
  MAT1(1)    =1,
  MAT1(2)    =1,
  MAT1(3)    =1,
  MAT1(4)    =2,
  MAT2(1)    =2,

TOTAL(23) =923.72,
TOTAL(24) =366.14,
TOTAL(25) =41.0,
TOTAL(26) =2.12,
TOTAL(27) =289.69,
TOTAL(28) =58.39,
TOTAL(29) =146.66,
TOTAL(30) =474.36,
TOTAL(31) =24.85,
TOTAL(32) =0.0,
TOTAL(33) =7.68,
TOTAL(34) =20.10,
TOTAL(35) =141.41,
TOTAL(36) =94.65,
TOTAL(37) =63.7,
TOTAL(38) =72.29,
TOTAL(39) =1305.6,
TOTAL(40) =7.08,
TRAP       =10,
TRST       =1.E10,
TRST       =6000.,
VANESA     =33,
#END
  
```

| | | | |
|----------|------------|---------|------------|
| MAT2(2) | =2, | X(29) | =0.0, |
| MAT2(3) | =1, | X(30) | =0.01, |
| MAT2(4) | =2, | X(31) | =0.065, |
| NMAT | =2, | X(32) | =0.12, |
| NNO1(1) | =2, | X(33) | =0.13, |
| NNO1(2) | =2, | | |
| NNO1(3) | =5, | X(34) | =0.0, |
| NNO1(4) | =8, | X(35) | =0.01, |
| NNO2(1) | =11, | X(36) | =0.11, |
| NNO2(2) | =13, | X(37) | =0.21, |
| NNO2(3) | =0, | X(38) | =0.31, |
| NNO2(4) | =0, | X(39) | =0.41, |
| NOD(1) | =1, | X(40) | =0.51, |
| NOD(2) | =14, | X(41) | =1.0, |
| NOD(3) | =29, | | |
| NOD(4) | =34, | ¥END | |
| NOD(5) | =-1, | ¥NLECC | |
| NSLAB | =4, | ACMO | =1.748E5, |
| SAREA(1) | =3.014E4, | CSPRC | =0.0, |
| SAREA(2) | =6.442E4, | DTSUBX | =0.0, |
| SAREA(3) | =3.400E4, | ECCRC | =0.0, |
| SAREA(4) | =6.100E4, | NPUMP | =0, |
| TC(1) | =25., | P(1) | =6*0.0, |
| TC(2) | =0.8, | PACMO | =6.646E2, |
| TCHI | =1200.0, | PLO(1) | =6*0.0, |
| TCLO | =700.0, | PUHIO | =6.646E2, |
| TEMP(1) | =200*120., | RWSTM | =2.921E6, |
| TWHI | =500.0, | STP(1) | =6*1E10, |
| TWLO | =200.0, | TACM | =122., |
| X(1) | =0.0, | TM(1) | =6*1E10, |
| X(2) | =0.02083, | TRWSTX | =120., |
| X(3) | =0.12083, | TUHI | =122., |
| X(4) | =0.22083, | UHIO | =0.0, |
| X(5) | =0.32083, | WEC(1) | =6*0.0, |
| X(6) | =0.42083, | WTCVX | =100., |
| X(7) | =0.52083, | | |
| X(8) | =1.0, | ¥END | |
| X(9) | =1.5, | ¥NLHX | |
| X(10) | =2.0, | ¥END | |
| X(11) | =2.5, | ¥NLCOOL | |
| X(12) | =3.0, | ¥END | |
| X(13) | =3.5, | ¥NLMACE | |
| | | AFLR | =471.0, |
| X(14) | =0.0, | AREA(1) | =23580.0, |
| X(15) | =0.02083, | AVBRK | =0., |
| X(16) | =0.12083, | C1(1) | =149.0, |
| X(17) | =0.22083, | C2(1) | =0.583, |
| X(18) | =0.32083, | C3(1) | =7.0, |
| X(19) | =0.42083, | C4(1) | =0., |
| X(20) | =0.52083, | CMDN | =0.15, |
| X(21) | =1.0, | CMHI | =0.09, |
| X(22) | =1.5, | CMHZ | =0.138, |
| X(23) | =2.0, | CMON | =0.148, |
| X(24) | =2.5, | CMUP | =0.125, |
| X(25) | =3.0, | CMXX | =0.148, |
| X(26) | =3.5, | CVBRK | =0.0, |
| X(27) | =4.0, | DCF | =0.0, |
| X(28) | =4.5, | DCFICE | =0.0, |
| | | DIAMP | =1.312E-4, |

| | | | |
|-----------|-----------|----------|------------|
| DTO | =0.05, | WCMO(1) | =0.0, |
| DTPNT | =30., | WHYD(1) | =0.0, |
| DTS | =1.0E10, | WICE | =0.0, |
| FALL | =1.0, | WNTR(1) | =0.79, |
| FSPRA | =0.0, | WDXY(1) | =0.21, |
| H2DIST(1) | =140., | WPOOL | =0.0, |
| H2DN | =0.09, | WVMAKS | =0.0, |
| H2HI | =0.09, | WVMAX | =0.0, |
| H2HZ | =0.06, | ¥END | |
| H2LO | =0.001, | ¥NLBOIL | |
| H2ON | =0.08, | AB(1) | =16*0., |
| H2UP | =0.041, | ABR(1) | =16*-1., |
| H2VO | =352.8, | ABRK | =0.0, |
| H2VX | =11630., | ACOR | =5.296E1, |
| H2XX | =0.09, | AH(1) | =6.908E2, |
| HIG | =0.6, | AH(2) | =2.460E3, |
| HIOXY | =0.05, | AH(3) | =3.062E2, |
| HMAXX | =2.802E2, | AH(4) | =1.580E5, |
| HUM(1) | =0.5, | AH(5) | =1.776E2, |
| IBETA | =0, | AH(6) | =1.776E2, |
| IBURN | =7, | AH(7) | =3.258E2, |
| IBURNJ | =1, | ANSK | =0.0, |
| IBURNL | =2, | ARSTR(1) | =99.64, |
| IBURNM | =1, | ARSTR(2) | =3.690, |
| ICECUB | =0, | ARSTR(3) | =4.950, |
| IDRY | =0, | ARSTR(4) | =31.60, |
| IGNITE(1) | =0, | ARSTR(5) | =0.0, |
| IVENT | =0, | ARSTR(6) | =-4.167, |
| IWET | =0, | ARSTR(7) | =-12.11, |
| JRPV1 | =1, | ASR(1) | =16*-1., |
| JRPV3 | =1, | ASRV | =0.0, |
| N | =1, | ATOT | =1.002E2, |
| NC(1) | =1, | CLAD | =1.815E-3, |
| NCAV | =-1, | CM(1) | =8.069E3, |
| NCUB | =1, | CM(2) | =4.091E3, |
| NRPV1 | =1, | CM(3) | =4.726E3, |
| NRPV2 | =1, | CM(4) | =4.060E5, |
| NS(1) | =2, | CM(5) | =3.920E3, |
| NSMP | =1, | CM(6) | =3.920E3, |
| NSMP2 | =1, | CM(7) | =9.711E3, |
| NT(1) | =7, | CONB | =2.0, |
| PO | =14.7, | D | =3.517E-2, |
| STPECC | =1.E10, | DC | =10.99, |
| STPFAN | =0.0, | DD(1) | =1.69, |
| STPSPR | =0., | DD(2) | =0.268, |
| TEMPO(1) | =120., | DD(3) | =2.51, |
| TICE | =20., | DD(4) | =0.0729, |
| TPOOL | =0., | DD(5) | =0.3281, |
| TSTM | =105., | DD(6) | =0.3281, |
| TVNT1 | =1.E10, | DD(7) | =0.4429, |
| TVNT2 | =1.E10, | DF | =3.048E-2, |
| TWTR | =190., | DH | =0.05069, |
| TWTR2 | =130., | DHEAT | =0.0, |
| VC(1) | =2.610E6, | DPART | =1.667E-2, |
| VCAV | =9857., | DTKXXX | =1000., |
| VFLR | =6441., | DTPN | =2., |
| VSPool | =1.0E10, | DTPNTB | =2., |
| WCDO(1) | =0.0, | DUO2 | =3.048E-2, |

| | | | |
|--------|-----------|----------|------------|
| ECROS | =0.7, | IMWA | =1, |
| ELONG | =0.214, | IMZ | =100, |
| ESTRU | =0.6, | IPRIMP | =0, |
| EWAT | =0.95, | IRAD | =2, |
| F12 | =0.445, | ISAT | =0, |
| F235U | =1.02, | ISG | =4, |
| F238U | =0.0, | ISTM | =0, |
| F239PU | =0.0, | ISTR | =4, |
| FCOL | =0.75, | KRPSXX | =0, |
| FDCR | =0.0, | MELMOD | =-1, |
| FDROP | =1.E-5, | MWORNL | =1, |
| FLD | =0.0, | NDTM | =100000, |
| FM | =0.0, | NDZ | =24, |
| FPV(1) | =0.0, | NDZDRP | =3, |
| FPV(2) | =0.0, | NR | =39351, |
| FPV(3) | =0.0, | NRPLT(1) | =1, |
| FPV(4) | =1.0, | NRPLT(2) | =1, |
| FR | =0.0, | NRPLT(3) | =1, |
| FULSG | =3.279E5, | NRPLT(4) | =1, |
| FZ(1) | =0.55574, | NRPLT(5) | =1, |
| FZ(2) | =0.66364, | NRPLT(6) | =2, |
| FZ(3) | =0.76527, | NRPLT(7) | =3, |
| FZ(4) | =0.85969, | NZPLT(1) | =1, |
| FZ(5) | =0.94600, | NZPLT(2) | =9, |
| FZ(6) | =1.02340, | NZPLT(3) | =15, |
| FZ(7) | =1.09115, | NZPLT(4) | =21, |
| FZ(8) | =1.14860, | NZPLT(5) | =24, |
| FZ(9) | =1.19524, | NZPLT(6) | =15, |
| FZ(10) | =1.23060, | NZPLT(7) | =15, |
| FZ(11) | =1.25437, | PF(1) | =1.1, |
| FZ(12) | =1.26630, | PF(2) | =1.0, |
| FZ(13) | =1.26630, | PF(3) | =0.9, |
| FZ(14) | =1.25437, | PITCH | =4.692E-2, |
| FZ(15) | =1.23060, | PORB | =0.5, |
| FZ(16) | =1.19524, | PSETX | =2.349E3, |
| FZ(17) | =1.14860, | PSG | =1100., |
| FZ(18) | =1.09115, | PSR(1) | =16*-1., |
| FZ(19) | =1.02340, | PVSL | =2.250E3, |
| FZ(20) | =0.94600, | Q235U | =200., |
| FZ(21) | =0.85969, | Q238U | =208.96, |
| FZ(22) | =0.76527, | Q239PU | =211.44, |
| FZ(23) | =0.66364, | QPUMP1 | =0., |
| FZ(24) | =0.55574, | QPUMP2 | =0., |
| FZMCR | =1.0, | QZERO | =1.033E10, |
| FZOCR | =1.0, | R1 | =1, |
| FZOS1 | =0.0, | R2 | =3, |
| H | =1.201E1, | R239U | =0.8, |
| HO | =105.4, | RHOCU | =49.82, |
| HW | =2.0E2, | TAFW | =120.0, |
| IAXC | =0, | TALF1 | =1E10, |
| IBEDC | =3, | TALF2 | =1E10, |
| IBEDS | =3, | TB(1) | =16*1E10, |
| ICON | =1, | TCAV | =1224., |
| ICONV | =20, | TCORMB | =1E10, |
| IDECAY | =0, | TDK | =0.0, |
| IFP | =2, | TFAIL2 | =2012.1, |
| IHC | =1, | TFAILB | =1E10, |
| IHR | =1, | TFAILX | =2012.1, |

```

TFE00      =600.4,
TFUS       =5172.0,
TGOO       =572.0,
TMAFOF     =1.E10,
TMAFW      =1.E10,
TMELT      =4172.,
TMLEG(1)   =3*1.E10,
TMSG1      =1.E10,
TMSG2      =1.E10,
TMUP1      =1.E10,
TMUP2      =1.E10,
TMWOFF     =5172.,
TPN        =300.,
TPUMP1     =1.E10,
TPUMP2     =1.E10,
TRPS       =0.0,
TSB(1)     =0.5,
TSB(2)     =0.5,
TSB(3)     =0.5,
TSB(4)     =0.5,
TSCT(1)    =0.0,
TSCT(2)    =1.E10,
TSCT(3)    =1.E10,
TSCT(4)    =1.E10,
TT(1)      =600.4,
TT(2)      =600.4,
TT(3)      =600.4,
TT(4)      =542.6,
TT(5)      =600.4,
TT(6)      =600.4,
TT(7)      =600.4,
VF( 1)     =0.333,
VF( 2)     =0.334,
VF( 3)     =0.333,
VIEW       =2.0,
VOLPX      =1.149E4,
VOLSX      =7.206E2,
WAFW       =6.587E3,
WATBHX     =5.306E4,
WBAR       =4770.0,
WCST       =8.778E5,
WDED       =30489.,
WFE2       =4091.0,
WMUP1      =0.0,
WMUP2      =0.0,
WSETX      =5.9656E3,
WTRSG      =3.279E5,
XOO        =3.280E-6,
YB         =0.0,
YBR(1)     =16*-1.,
YBRK       =0.0,
YLEG       =0.0,
YLEG2      =1.E10,
YSR(1)     =16*-1.,
YSRV       =37.65,
YSRV       =78.698,
YT         =0.0,
¥END

```

```

¥NLBWR
IBWR       =0,
¥END
¥NLHEAD
COND       =8.697,
DBH        =14.4,
E1         =0.8,
E2         =0.5,
FHEAD     =0.0,
FOPEN     =0.0,
SIGF      =4.4095E4,
THICK     =4.429E-1,
THKF      =100.,
TMLTXX    =4172.,
WFECXX    =0.0,
WGRIDX    =8.924E4,
WUO2XX    =2.261E5,
WZRCXX    =4.032E4,
¥END
¥NLHOT
ACAV      =3.3134E2,
ACAV      =471.0,
CON       =2.0,
DP        =0.0417,
FLRMC     =0.0,
IDBED     =103,
IHOT      =100,
MWR       =1,
NSTOP     =10000,
PORO      =0.5,
TCORM     =2500.,
TMS       =2600.,
TPOOLH    =70.,
TQNCH     =0.0,
WTR       =0.0,
¥END
¥NLRCRN
AERAB     =1.0,
AWBLK     =0.0,
DELTIM    =120.0,
DELTIM    =60.0,
IPINC     =300,
DPRIN     =7200.0,
DRWALL    =1.E10,
DZWALL    =1.E10,
EMM       =.9, .9,
EO        =.9, .9,
EWCRCN    =0.9,
HBB       =1.E10,
HIT       =6.379,
HTWALL    =6.379,
ICONCN    =2,
IDRAD     =0,
IGEOM     =2,
IREM      ='TIME',
IREO      ='TIME',
NBOT      =10,
NCORN     =10,

```



```
NEM      =2,  
NEO      =2,  
NRAYS    =95,  
QVHF     =0.0,  
  RAD    =3.73,  
RADC     =0.1,  
RBR      =.135,  
  RHOC   =2340.,  
  RW     =10.0,  
    RW   =1.E10,  
  TDC    =1503.0,  
TF       =1.E10,  
  TF     =360000.,  
TIC      =322.,  
  TLIQCT =1670.,  
TORT1    =0, 1.0E6,  
TORT2    =0, 1.0E6,  
TPRIN    =900000.0,  
  TSOLCT =1420.,  
  ZO     =1.5,  
  ZT     =0.0,  
*END
```