

「もんじゅ」ナトリウム火災事故とその問題点

1、ナトリウム漏洩箇所

Cループ二次冷却系中間熱交換器出口側（高温側）主配管の格納容器から補助建屋へ約50cm出たところ（図1）。

2、事故の経過（12月19日動燃発表および私のコメント〔〕内）

12月8日

19:47 「Cループ中間熱交換器二次側出口Na温度高」警報

火災報知器発報（まず二カ所）

19:48 「Cループ二次主冷却系Na漏洩」警報 [その後他の6カ所でも警報]

現場確認（煙の発生を確認） [あまりに早い現場確認は疑問]

火災報知器発報さらに二カ所

19:58 現場確認報告

Cループ二次主冷却系蒸発器およびオーバーフロータンクのNa液位に変動の無い事を確認

20:00 出力降下開始（電気出力：約112MWより） [ゆっくり降下]

これまでに火災報知器さらに10カ所発報

～20:50 現場確認（白煙の増加を確認） [前回から1時間近くも間がある]

これまでに新たに火災報知器36カ所で発報

～21:00 現場確認報告

Cループ二次主冷却系蒸発器およびオーバーフロータンクのNa液位に変動のない事を確認

21:15 発電機解列

21:19 主タービン手動トリップ

21:20 原子炉手動トリップ [事故発生から1時間33分後]

A, B, C一次、二次主冷却系循環ポンプ自動トリップ

A, B, C補助冷却系自動起動

A, B, Cディーゼル発電機自動起動

A, B, C一次系、二次系ボイラ引継確認

21:50 この時刻まで、合計66カ所の火災報知器が発報

22:40 Cループ二次主冷却系ドレン操作開始

12月11日

9:39 Cループ一次主冷却系、ドレン開始

12月12日

10:05 二次主冷却系Cループ蒸発器、過熱器まわりドレン開始

12:58 一次主冷却系Cループ、ドレン終了

13:30 中間熱交換器C上部室の空気置換開始

15:00 二次主冷却系Cループ蒸発器、過熱器まわりドレン終了

16:35 中間熱交換器C上部室の空気置換終了

12月13日

10:51 二次主冷却系Cループ中間熱交換器ドレン開始

20:55 二次主冷却系Cループ中間熱交換器ドレン終了

12月14日～16日 床面の堆積物回収作業、約235kgのNa化合物を回収

3、事故発生前の状態

原子炉出力	約43%
電気出力	約112MW
原子炉Na温度 出口/入口	約480℃/360℃
IHX二次側Na温度 出口/入口	約480℃/285℃
一次系流量/二次系流量	約48%/約38%
主蒸気 温度/圧力	約475℃/約120kg/cm ²
給水温度/流量	約193℃/約40%

4、ナトリウムの燃焼

ナトリウムは、300℃以上の高温で空気中で発火する。



5、基本的な設計思想－LBB (leak before break) 思想の崩壊

LBB思想

- (1) 軽水炉と違い内圧が低い(数気圧以下)
- (2) 配管は延性の大きいステンレス・スティール(SUS304)
- (3) 亀裂の進展速度が遅いので、漏洩量の微少な(亀裂や穴の小さい)段階で検出が可能。火災

が起こる前に適切な対処が出来、防止できる。

今回の事故

- (1) 漏洩を検出する前に火災が起こってしまった（Na漏洩検出前に2ヶ所で火災警報）。
- (2) 防護対策が役立たなかった。（最も基本的な、早期検出による未然防止対策が崩壊。）

6、なぜ、LBB思想が破綻したか？

- (1) 筋書き通りの破損形態でなかった。想定外の破損形態の可能性。たとえば
- (2) 最も素直な破損ストーリーの推理
 - 1) 温度検出計さや管の折損＝ある大きさ（外径1cm）を有する開口部が瞬時に発生
 - 2) 隙間の切れ込みが深い取付部（熱応力緩和対策、図2）。流動抵抗による曲げモーメントが大きく、さや管に強い引っ張り応力かかる。溶接の不良等でさや管が振動。
 - 3) 漏洩ルートは、折損さや管の内側（破断口約0.4cm²？）。だから、漏出ナトリウムは、直接保温材の外へ噴出した（ナトリウム漏洩検出器の吸引口のある主配管と保温材との隙間へは行かなかった）。
 - 4) 噴出出口には、ケーブルとの接続ボックスがあり、噴出ナトリウムはそれに衝突して飛散する。
 - 5) そこで発火し、火災となる（スプレイ火災）。その煙が天井の火災報知器に検知され火災警報を発した。
 - 6) 外部で燃えてできた酸化ナトリウム等が、温度計さや管と保温材との隙間から中へ、ナトリウム漏洩検出器用吸引管によって吸引され、漏洩検出器の警報を発した。

7、予想と違った燃焼形態－スプレイ火災

- (1) 動燃は、模擬実験より、配管の亀裂からのナトリウム漏れによる火災の形態は、より穏やかなコラム燃焼（図3）だと結論していた。しかし、今回の火災形態は、激しく燃える（発熱の大きい）スプレイ燃焼（図3）だった。
- (2) 模擬実験の条件と現実の状態とが異なっていた（模擬実験の誤り）。

コラム形状を乱しスプレイ化させる邪魔ものの存在（図4）

 - 1) 温度計信号ケーブル接続ボックス。
 - 2) 空調ダクト
 - 3) 作業用足場
- (3) その結果、随所でスプレイ火災が起こり、周辺雰囲気は予想を越える高温となった。局所的に1000℃を越える高温となり、鉄が溶けた。足場の鉄製グレッチングが一部溶け、直径約30cm²の穴、空調ダクトに直径7～80cm²の大穴。
- (4) 鉄が溶かされるほどの高温になった事は、漏れ方によっては、コンクリートとナトリウムとの接触を防止する鋼製の床ライナーの健全性を脅かし得ることを意味する示した。（「設置許可申

諸書」の許容範囲＝530℃を越える可能性。申請書の安全解析結果は、二次冷却系配管室で最高460℃)

- (5) また、現実の、邪魔ものの多い配管環境では、それらとの衝突によるナトリウムの飛沫が防護用鋼板内ばりのない壁コンクリートに直接かかる恐れのある事が今回の事故であきらかとなった。
- (6) ナトリウムがコンクリートと接触すると、コンクリート成分中の半分以上を占める水分と激しく反応、コンクリートは激しく砕け、“コントロール不能状態になり”(動燃)、水素を発生させ、それがたまって爆発する危険性がある。



8、遅れたナトリウム漏洩停止操作

(1) 運転停止の意識的遅れ

- 1) 火災警報が出、現場で白煙の発生を確認したにも関わらず、運転停止が1時間33分も遅れた(「異常時運転手順書」違反)。その間ポンプは回り続け、ナトリウムは大量に漏れつづけた(毎秒約65g、毎時約235kg=私の概算)。
- 2) ナトリウム漏れ検出器が警報を出したにも関わらず、蒸発器液位およびオーバーフロータンクレベルに変化がない事から、漏れ規模を過小評価し、現場での白煙再確認を怠った(1時間も間をあけた。液位はほんとに変化がなかったのか?疑問)。
- 3) オーバーフロータンクレベルは、ナトリウム漏洩量をモニターし、それによってとるべき操作を判断する重要な計測に位置づけられているにもかかわらず、今回のような大量の漏れを検知できない。これは、設計上の極めて初歩的な欠陥である。
- 4) 原子炉をすぐに止める事をためらった理由は何だったのか?

9、火災を広め、酸化ナトリウムを拡散させた空調操作の疑問

- (1) 火災発生後、空調を止めず、3時間半も回しっぱなしにしていたため、火災を拡大または引き延ばした。
- (2) ナトリウムの燃焼でできた酸化ナトリウムの粉末が、空調ダクト等を通じて補助建屋の20%以上、約4000m²に拡散した。この粉末は、やがて、空気中の水分を吸収して苛性ソーダとなり、金属類等を腐食させ、機器等の故障から種々のトラブルや事故の原因となる。(どんなに取り除いても、完全には取り除けない。新たな事故の出発点)。
- (3) 酸化ナトリウム自体人体に有害であり、拡散し易く、炎症や肺障害を引き起こす危険がある。
- (4) 原子炉停止(手動トリップ)時に空調を止めなかった(手動)のは、「異常時運転手順書」に違反。

10、「異常時運転手順書」の問題点

- (1) LBBを前提にした手順。そのLBBは破綻した。

- (2) 火災報知器からの警報があまりにも軽視されすぎている。
- (3) 設置許可申請書で唱われた「防止対策」に比べ、安全上後退している。
 - 1) “火災検知器の信号で空調ダクトを全閉にする”ようになっていない。

1 1、火災対策の不備

- (1) 消火設備の不備（ほんの小さな火しか消せない手持ち式消火器しかない。火災検知器と連動する消火設備がない）。
- (2) 二次系も窒素雰囲気にするべき。
- (3) 防護服等設備の不備

1 2、問題多い動燃の態度と体質

- (1) 事故を軽視。“火災ではない”、“想定内だ”、“事象（事故とは言わず）”、“マニュアル通りだ”、“コラム燃焼だ（M教授）”、“放射能は出してない”
- (2) 地元軽視（通報の遅れ）、お国意識から自治体への高姿勢（科学技術庁安全局長談話）
- (3) 隠ぺい体質（現状隠し、情報隠し、ビデオ細工、証拠隠滅工作）
- (4) 自らの技術や知識についての過信と二次系ナトリウム漏れの軽視、ナトリウム火災事故に対する認識の甘さ

1 3、結論

- (1) 二次系の漏洩によるナトリウム火災は、どの国でも必ず起こる。「もんじゅ」でもまた必ず起こる。
- (2) 起こった事態がことごとく予想外だった。深層防護の第2のレベルまでが崩壊
- (3) 研究の「進展」が、かえって過信を呼ぶ。
- (4) 動燃の事故対応と事故に対する認識は、安全上極めて問題である。
- (5) ナトリウムは水とは違う。人には扱えない。だから、高速増殖炉はあきらめるべき。（開発50年の歴史の教訓としても）
- (6) 政府の公式な調査委員会（安全委員会の調査委員会、科学技術庁のタスクフォース）が発足すると、情報がとたんに出なくなる危険（美浜2号事故時の例）。運動面からのサポートも。

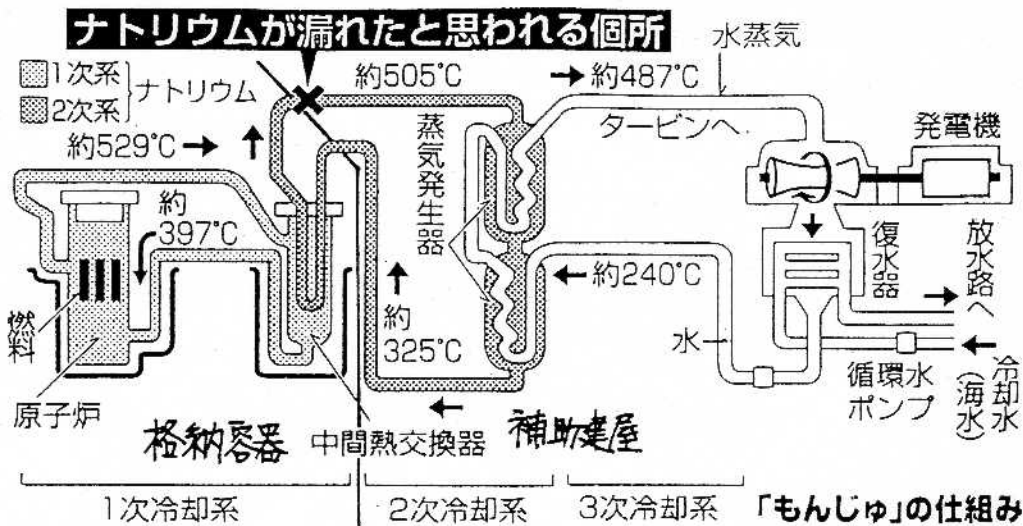


図1

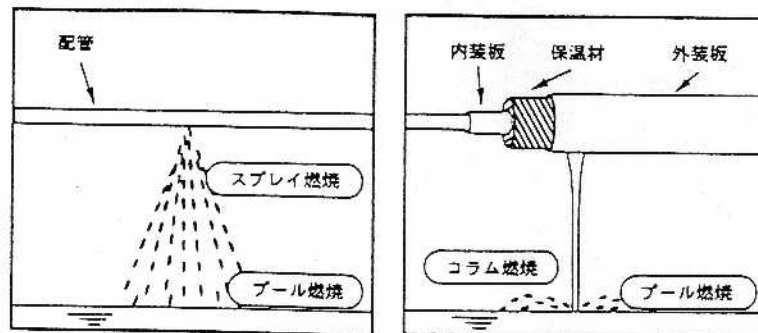


図3 ナトリウムの漏洩燃焼形態

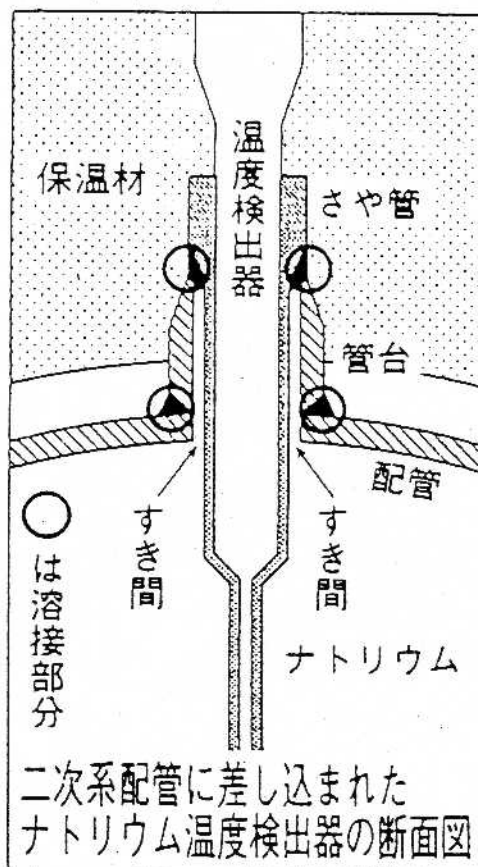


図2

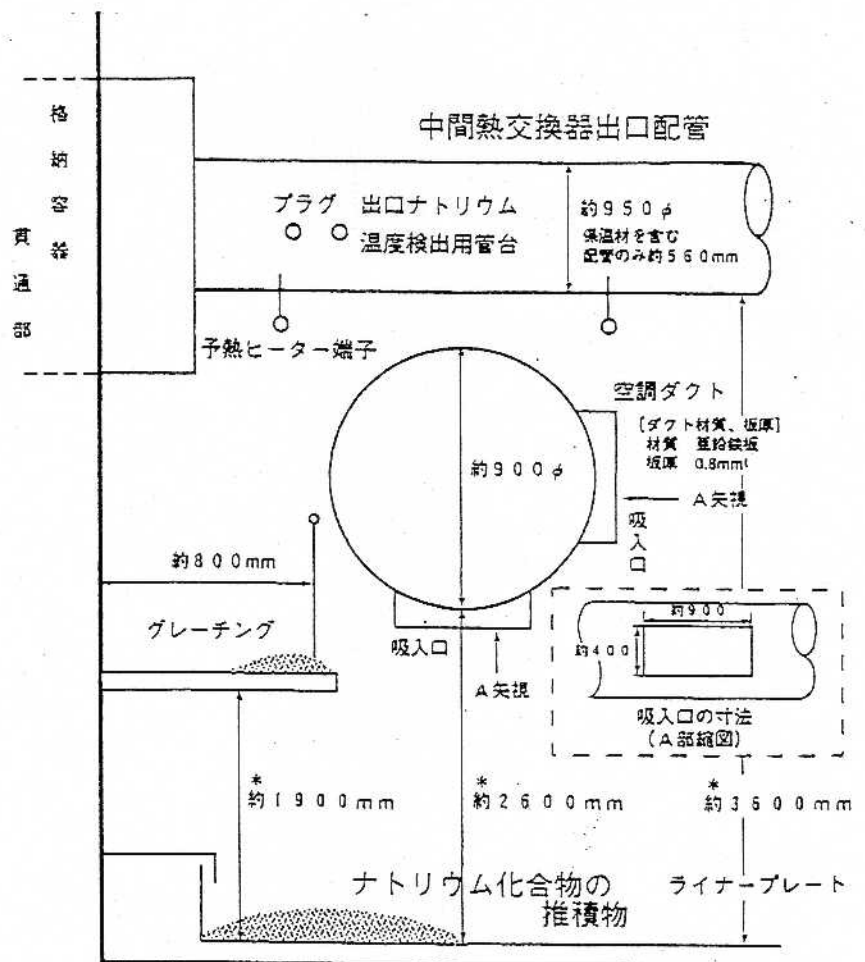
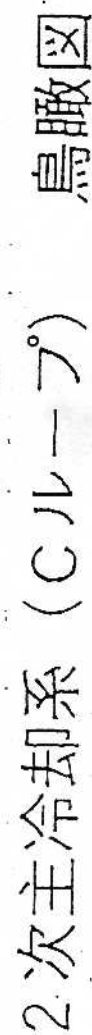
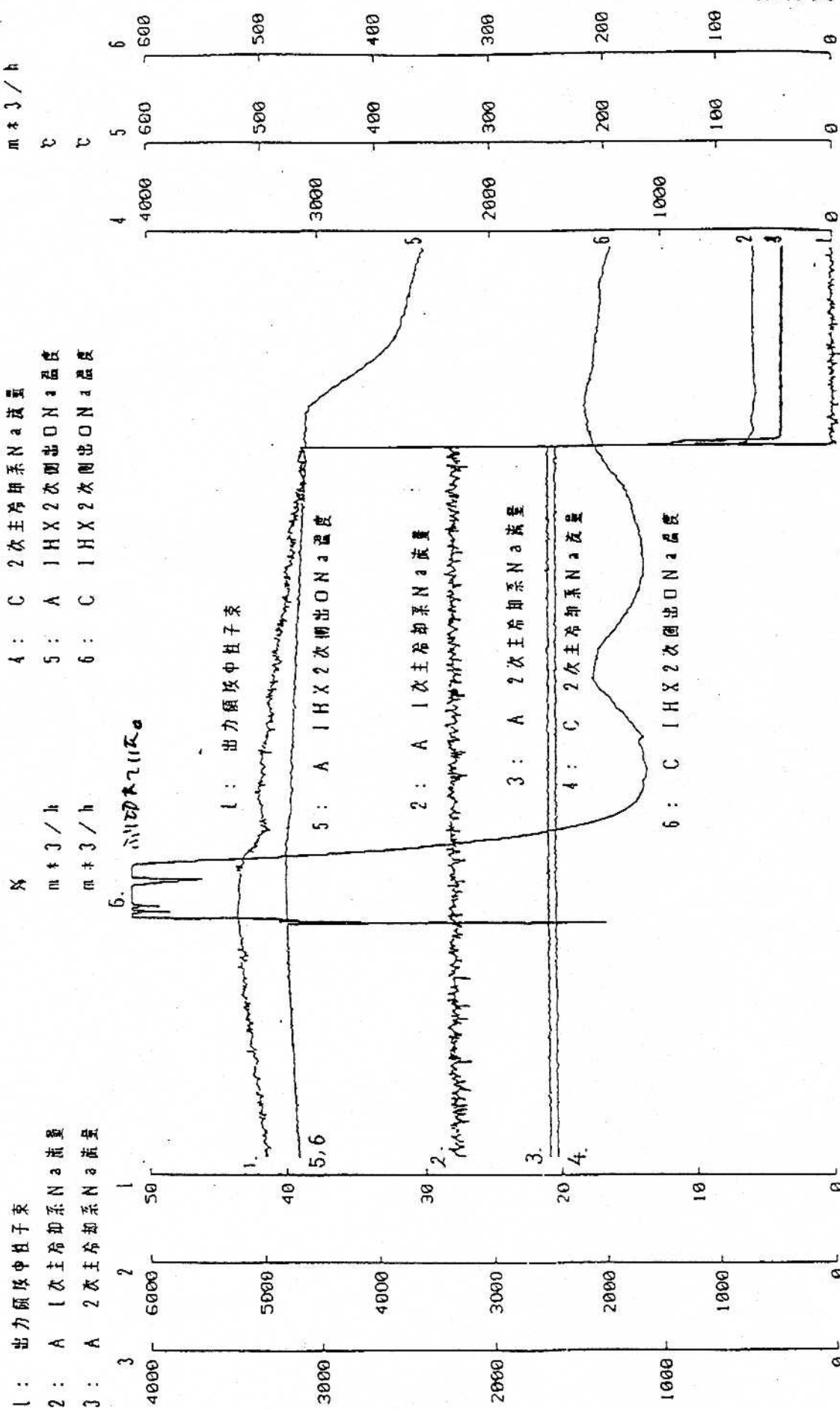


図4 格納容器貫通部付近の概略図



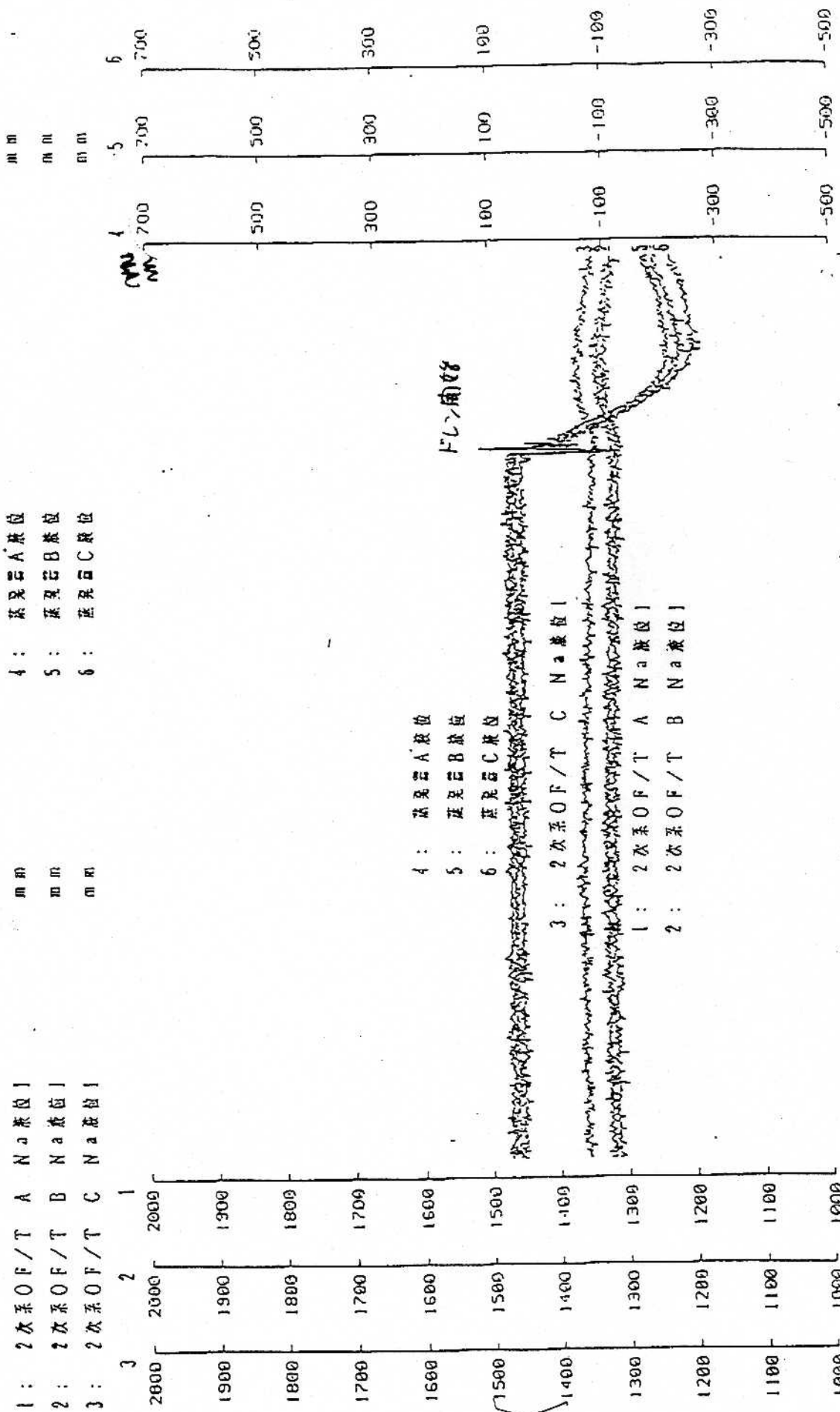
95.12.08 22:00

主要なプロセス量の推移



添付資料 - 4

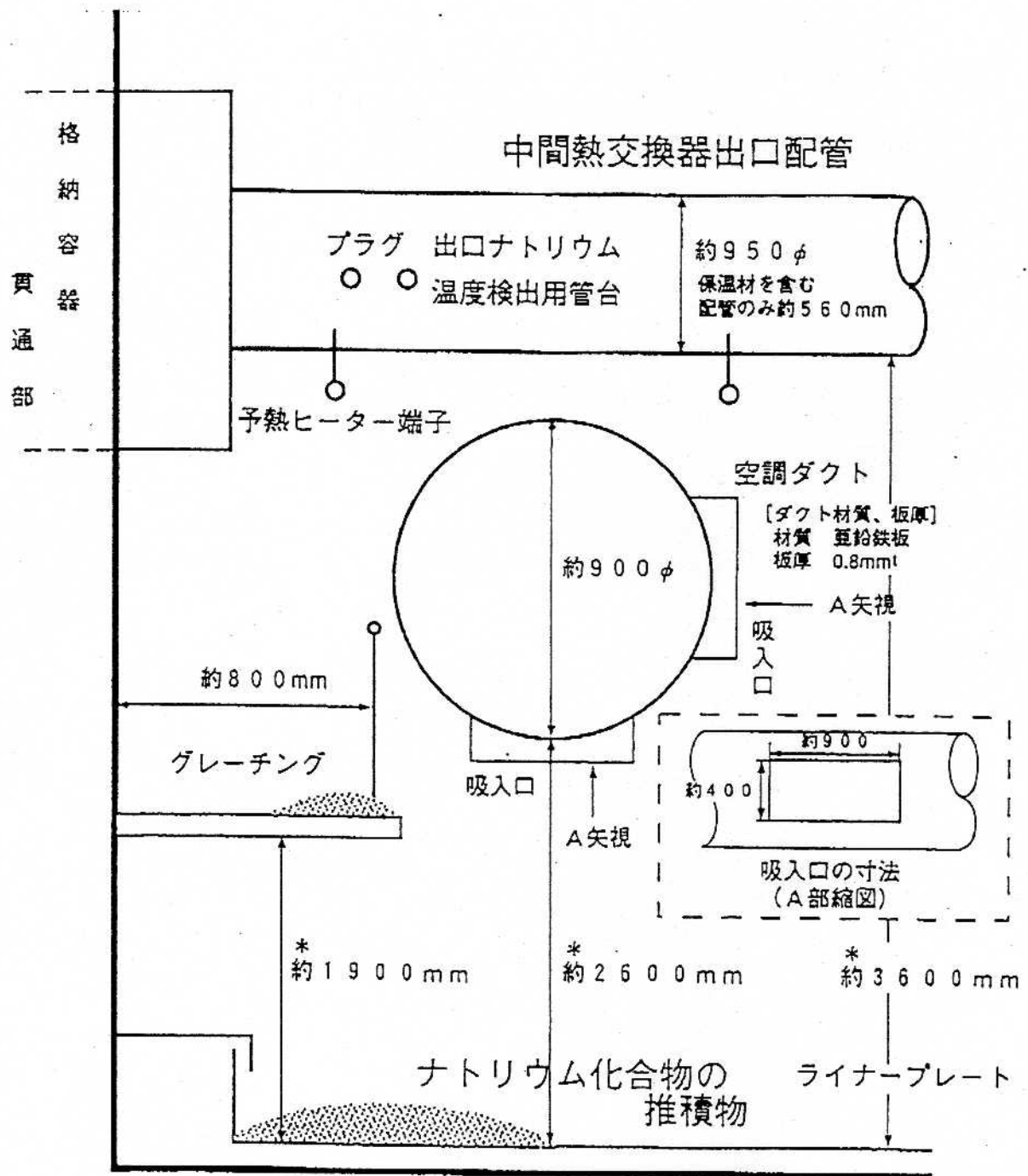
95.12.08 22:00



19:00:00 19:59:48 20:59:48 21:59:48

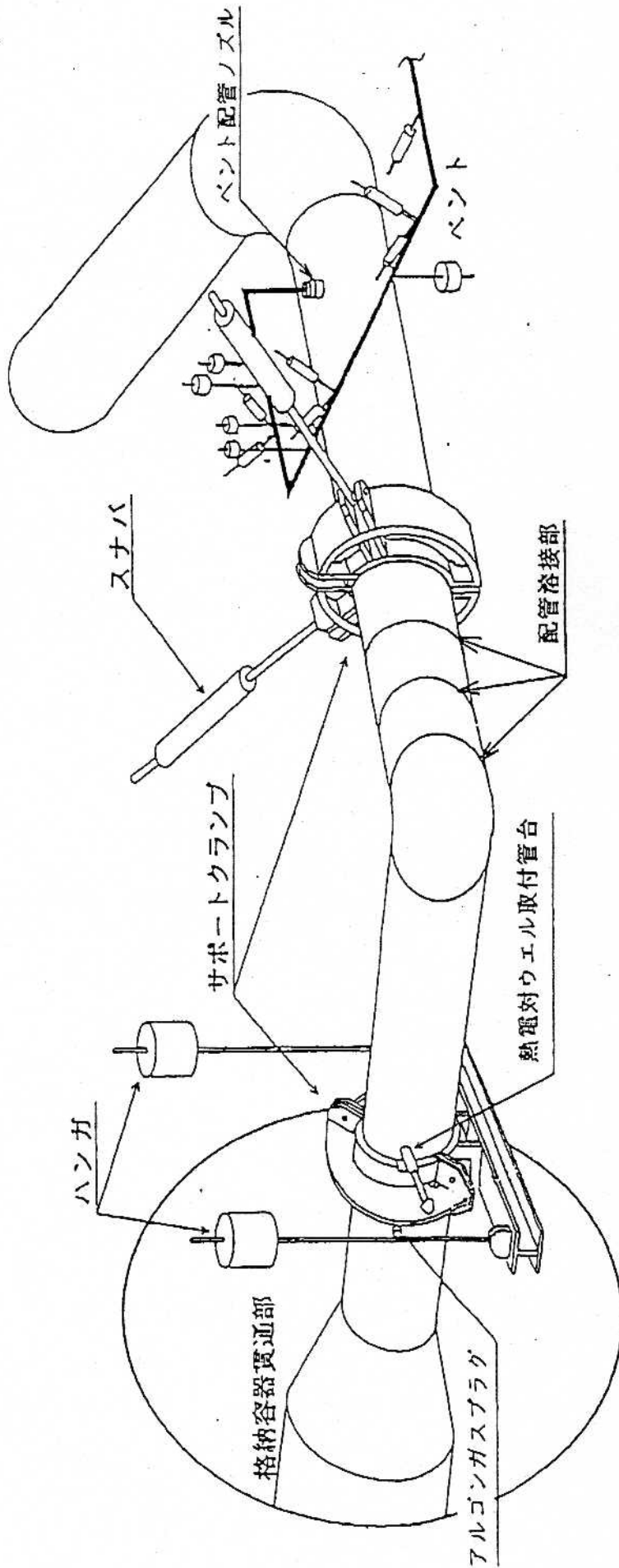
ENTER: リフレッシャ 出力降下操作開始 (20:00)

原子炉手動停止 (21:20)

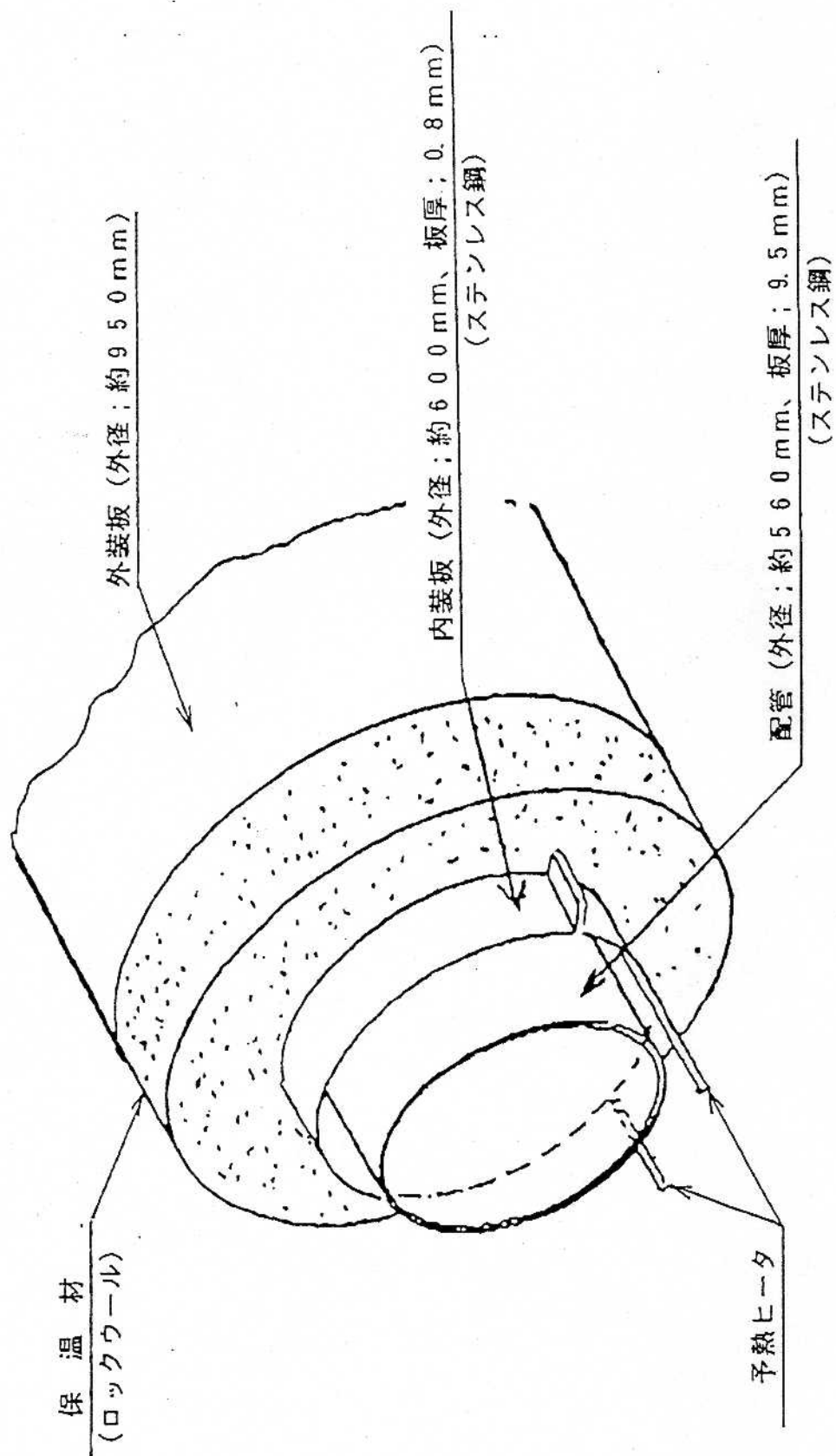


* : 設計値 (当該部付近は未測定につき暫定とする)

格納容器貫通部付近の概略図

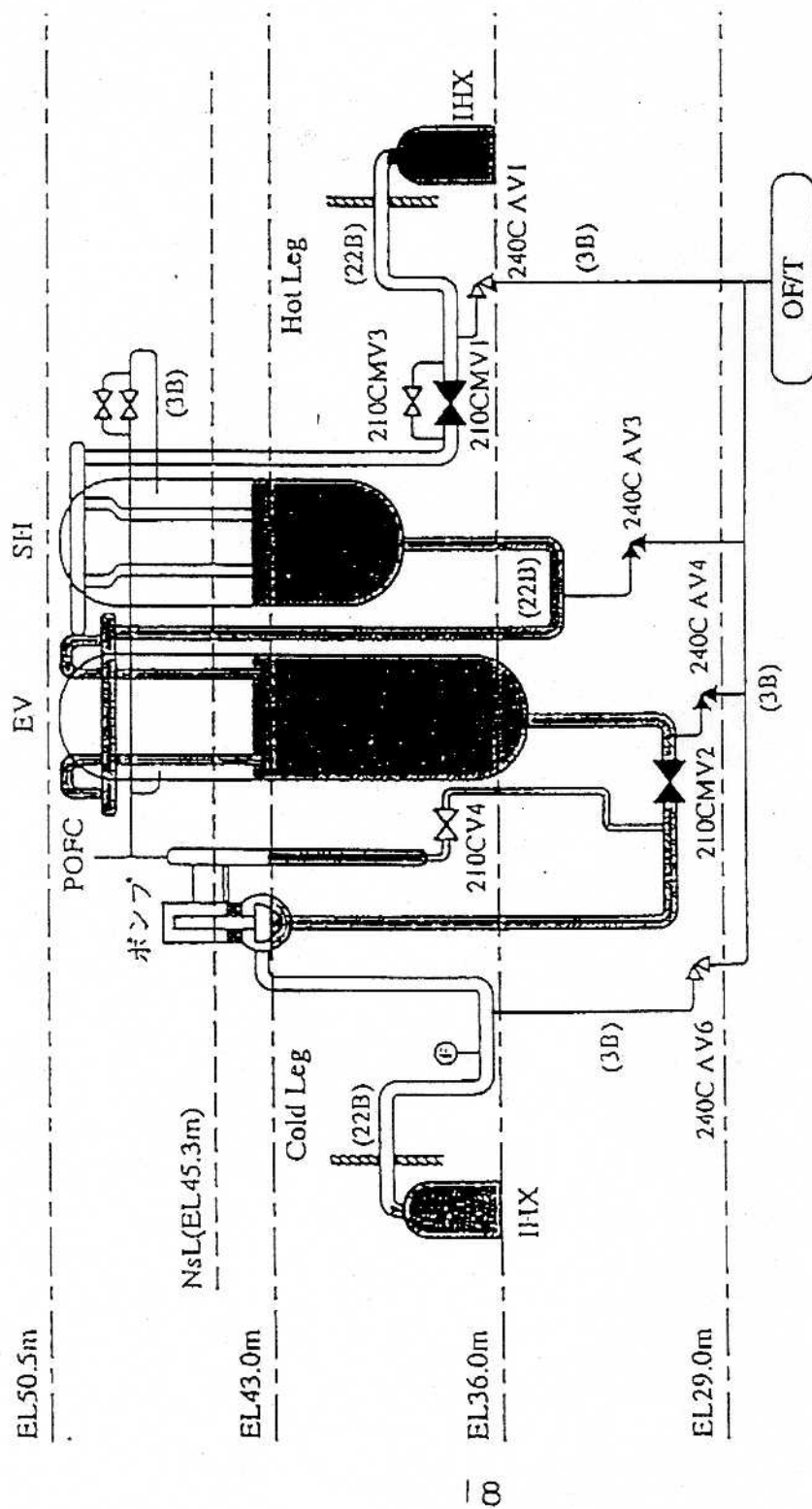


中間熱交換器出口配管概略形状図（ホットレグ）

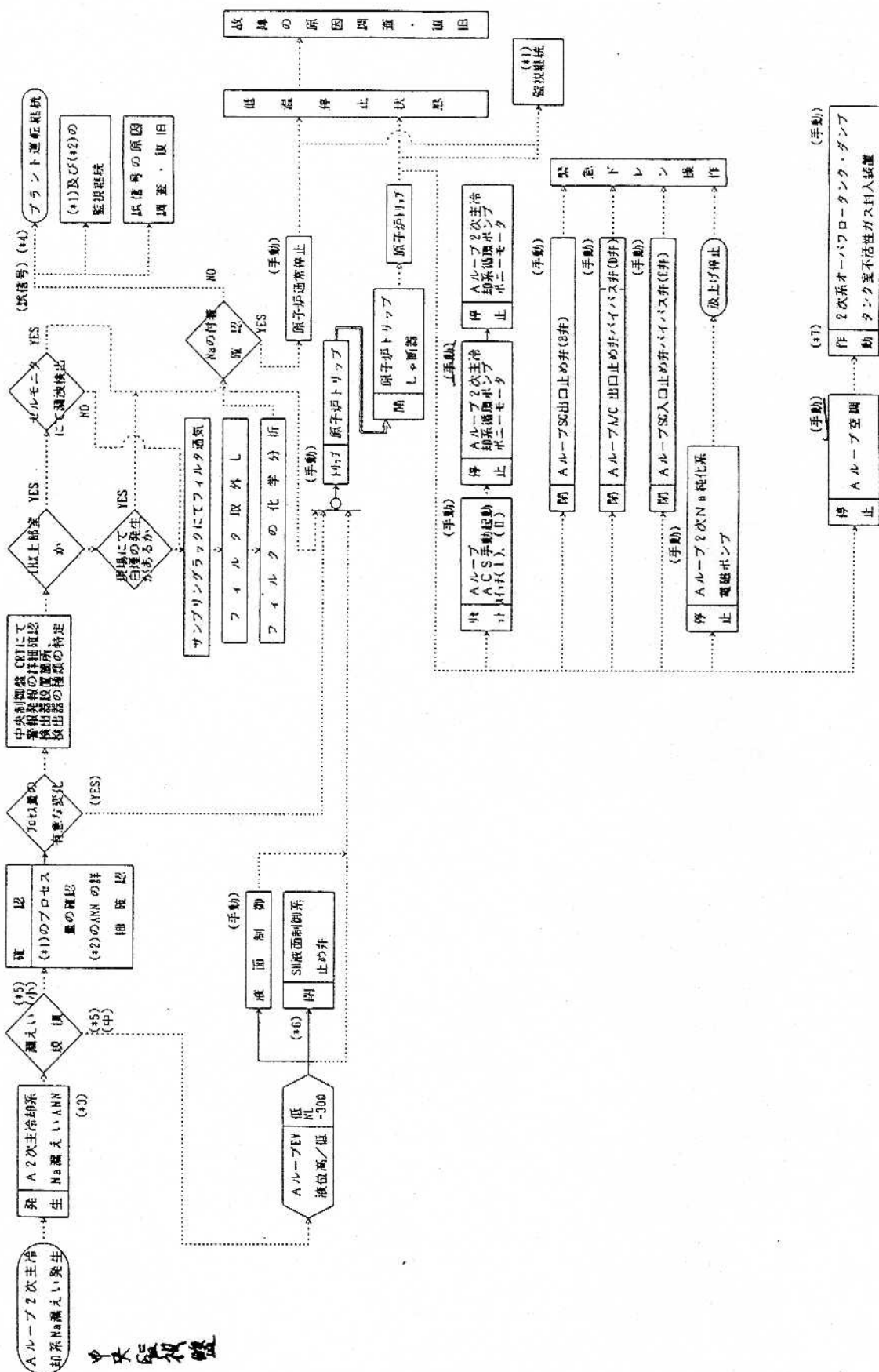


代表的位

保温材施工図



ホットレグ&コールドレグドレン時の系統内ナトリウム



(※1)下記のプロセスを議論する。

- (1) オートバタフロック液位
- (2) 接触型ロッキング受電機
- (3) 火災検知器

(※2)A組は下記のどれによるかを確認する。

- (1) RLD 加減えい出器
- (2) 接触型ロッキング受電機
- (3) セルモニタリング用山形

(※3)中央制御盤で添えのループの
品別が可能である。

(※4)抵償と判断する場合、各
EV 液位値番号が不動作の場合は火災感知

(※5)小：インターロックが作動しない現象。
中：インターロックが作動する現象。

(※6)対象者の状況認識後、緊急ガス行成容器の
元弁、緊急上への弁及び初級安全こと
に付けられた区画弁を開閉して対象室に空
気ガスを供給する。

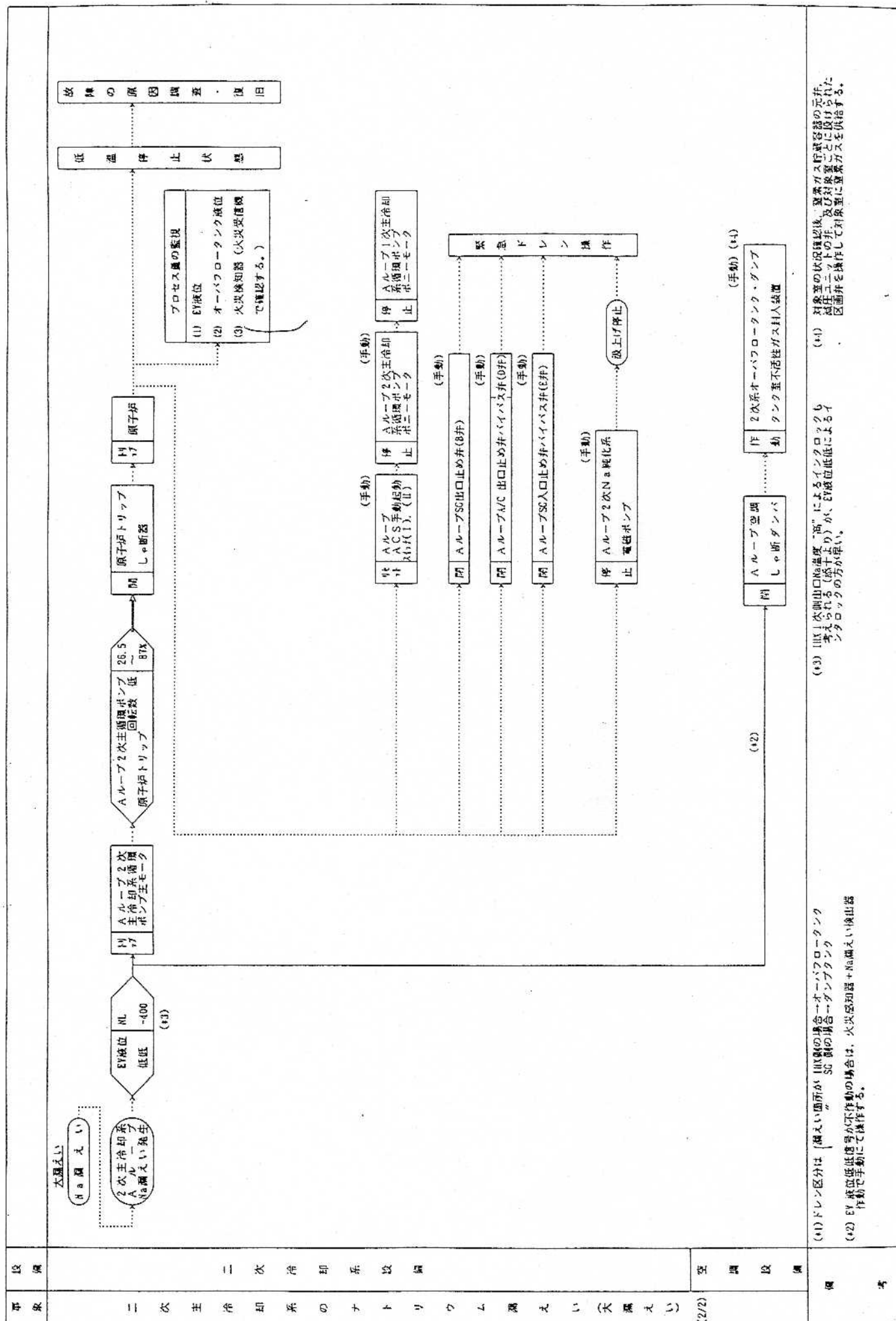
(*) EV 液位低信号が不作動の場合は火災感知器+報警えい伝出器作動等で手動にて操作する。

中央制御盤で揃えうる。各
區別が可能である。

(※2)ANHは下記のどれによりかは確認する。

(1)	R10 Na漏えい検出器
(2)	接触型Na漏えい検出器
(3)	セルモニタNa漏えい検出器 (1HX上部室のみ)

(1) 下記のプロセス量を確認する。



3.10 2次冷却材漏えい事故

3.10.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

この事故は、原子炉出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系配管が破損し、2次冷却材が漏えいする事故として考える。この事故が生じると、中間熱交換器での除熱能力が低下し、原子炉容器入口ナトリウム温度が上昇するため、炉心の安全な冷却ができなくなる可能性がある。

また、漏えいしたナトリウムの顕熱及び燃焼熱によって、漏えいナトリウムの流出・移送過程又は貯留後に部屋の雰囲気温度あるいは床面に設けたライナの温度が上昇し、ナトリウムとコンクリートの反応防止機能に悪影響を与える可能性がある。また、空気雰囲気の一部では、内圧が上昇し、建物、構造物の健全性を損なう可能性がある。

この場合、安全保護系の動作により、原子炉は自動停止し、補助冷却設備による炉熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故は安全に終止できる。

また、漏えいしたナトリウムの顕熱及び燃焼熱に対しては、ライナ、燃焼抑制板等により、ナトリウムの燃焼が抑制され、部屋の内圧及びライナ等の温度は過度に上昇せず事故は安全に終止できる。

(2) 防止対策

この事故の発生を防止し、また、万一、事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主冷却系の配管・機器の材料選定、設計、製作、据付、試験及び検査等は、諸規格、基準に適合させるようにし、また、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 2次主冷却系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (iii) 2次主冷却系の配管は、エルブを用いて引まわし、十分な強度を備えたものとする。
- (iv) 冷却材温度変化による熱応力等による応力を制限するとともに、このような応力を考慮して設計を行う。
- (v) 2次主冷却系の配管・機器は、設計地震力に十分耐えるように設計する。
- (vi) 2次冷却材の純度管理により腐食を防止する。

- (vi) 2次主冷却系の配管・機器は、内部の冷却材流速が適切で、過大な圧力損失や故障のおそれのない設計とする。
- (vii) 以上のような防止対策にもかかわらず、ナトリウム漏えいが万一生じた場合は、2次主冷却系の機器・配管を収納する部屋に、ナトリウムの漏えい検出器及び火災検知器を設置し、その信号を中央制御室に表示する。これらの警報により、運転員は手動にて原子炉を停止する。
- (ix) ナトリウム漏えいに伴って中間熱交換器での除熱能力が温度に低下する場合に、「中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度高」信号により原子炉は自動停止する。
- (x) 1次、2次主冷却系循環ポンプにロータリースイッチを設置し、ポンプトリップ時にロータリースイッチによる低速運転を行い、1ループのみでも定格出力時炉心流量の約4%を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去が可能となるようにする。
- (xi) 漏えいしたナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するため、床面に鋼製のライナを設置し、漏えいしたナトリウムは漏えい室から又は漏えい室に隣接した部屋を通過して、2次ダンプタンク又は2次オーバーフロータンクを設置している部屋の底部へ通過管により導かれ、鋼製の床ライナの上に貯留する設計とする。これらの部屋には燃焼抑制板を設置し、漏えいしたナトリウムの燃焼を抑制する。
- (xii) 火災検知器の信号で空調ダクトを全閉するとともに、火災検知器、ナトリウム漏えい検出器等によって漏えいが確認された場合には手動にて2次オーバーフロータンクからの汲上げを停止する等、熱的影響の拡大を防止できるようにする。
- (xiii) 各室への出入口近傍には、ナトリウム用消火設備を設置し、また、防護服、防護マスク及び携帯用空気ポンプ等の消火支援器具を配置する。

3.10.2 炉心冷却能力の解析

(1) 解析条件

事故時の経過は、計算コードCOPD及びHARHO-INによって解析する。

解析では、実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、1.2節で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1次主冷却系の除熱に対し、最も厳しい条件として、2次主冷却系の循環ポンプ

出口と中間熱交換器入口の間で配管破損が生じるものとする。

解析上、事故ループの1次主冷却系コールドレグ温度の上昇を保守的に評価する
目的で、中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数としては $-4.0 \times 10^{-3} \text{ } ^\circ\text{C}/\text{dk/dT}$ (絶対値が最小の負の値)、ナトリウム温度係数、被ふく管温度係数及び構造材温度係数は、それぞれ $1.8 \times 10^{-4} \text{ } ^\circ\text{C}/\text{dk/dT}$, $8.6 \times 10^{-7} \text{ } ^\circ\text{C}/\text{dk/dT}$, $4.7 \times 10^{-7} \text{ } ^\circ\text{C}/\text{dk/dT}$ (以上絶対値が最大の正の値)とする。

(iv) 原子炉の自動停止は、「中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度高」信号による
ものとし、信号の設定値と応答時間は第1.2-2表に示した値を用いる。

(v) 単一故障の仮定として、1ループにおいてポンプモータによる1次、2次主冷却系
循環ポンプの伝達運転引継ぎに失敗するものとする。

(2) 解析結果

第3.10-1図に冷却材温度変化を、第3.10-2図に原子炉出力及び炉心流量変化を、
また、第3.10-3図に炉心の熱点の燃料、被ふく管肉厚中心及びナトリウム各温度
変化を示す。

中間熱交換器での2次側流量が喪失することにより、そのループの中間熱交換器1
次側出口ナトリウム温度が上昇し、約21秒後に「中間熱交換器1次側出口ナトリウ
ム温度高」信号により原子炉は自動停止する。これに伴い、原子炉出力は急速に低下
する。また、原子炉トリップ信号により1次、2次主冷却系循環ポンプはトリップさ
れ、冷却材流量はコーストダウンする。ポンプの回転数が所定の値になった時点で、
1ループの1次、2次主冷却系循環ポンプはポンプモータによる低速運転に自動的に
引継がれ、炉心流量は定格値の約4割が確保される。

したがって、この事故時にも原子炉出力と冷却材流量のバランスが適切な範囲内に
維持され、原子炉容器出口のナトリウム温度は初期温度よりほとんど上昇しない。
また、原子炉容器入口ナトリウム温度は約450℃までの上昇にとどまる。なお、事故
ループの中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度は約530℃まで上昇するが、制限値
以下にとどまっている。

この事故における炉心の被ふく管肉厚中心最高温度は約770℃であり、運転時の異
常な過渡変化時の被ふく管内圧破損に関する制限値に対しても十分余裕がある。炉心

のナトリウムの最高温度は約770℃であり、沸点に達しない。また、燃料最高温度は初期値よりほとんど上昇することはない。

3.10.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

漏えいナトリウムによる熱的影響の解析は、流出・移送過程及び貯留後について行う。

(a) 流出・移送過程

漏えいナトリウムが漏えい口から床ライナ上に流出落下し、床ライナ上を流れて連通管開口部に達する過程の熱的影響を解析する。

事故時の経過は、計算コードSPRAY-II及びSOFIRE-MIIを用いて、2次主冷却系配管室及び過熱器室における2次冷却材漏えい事故時の内圧、蒸気温度及び床ライナ温度の時間変化を解析する。

解析では、内圧上昇等に関して実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (i) 原子炉出力運転中に、室内空間容積が最大の2次主冷却系配管室又は最小の過熱器室でナトリウムが漏えいして、部屋の床ライナ上に落下し、漏えいが生じた部屋及び隣接する部屋に溜まるものとする。

漏えいナトリウムは室内雰囲気と反応して燃焼するものとし、流出過程、隣接する部屋の床上での滞留等を考慮する。

- (ii) 2次主冷却系配管における割れ状の漏えい口として十分大きな、長さが $D/2$ 、幅が $t/2$ (D 及び t はそれぞれ管の直径及び厚さ)のスリットを考え、相当面積の円孔から冷却材が流出するものとする。⁽¹⁾したがって、漏えい口の大きさを 15 cm^2 とする。

- (iii) ナトリウムの漏えい量は2次主冷却系配管室では 150 m^3 、過熱器室では 95 m^3 とし、漏えいナトリウム温度はいずれも 507°C とする。

(b) 貯留後

漏えいナトリウムが貯留場所に貯留された後の熱的影響を解析する。

事故時の経過は、計算コードSOFIRE-MIIを用いて、2次ダンブタンク室における2次冷却材漏えい事故時の蒸気温度、床ライナ温度及び建物コンク

リート温度の時間変化を解析する。

解析では、ナトリウム燃焼量等に関して、実際よりも十分に厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- (i) 原子炉出力運転中に、2次主冷却系配管室でナトリウムが漏えいして、最大漏えい量である 150 m^3 の漏えいナトリウムが貯留される2次ダンプタンク室の床ライナ上に、瞬時に全量貯留されるものとする。
- (ii) 貯留された漏えいナトリウムの温度は、2次主冷却系のホットレグ温度を考慮して 507°C とする。
- (iii) 貯留された漏えいナトリウムは表面で燃焼抑制板の下部の雰囲気と反応して燃焼するものとする。この場合において燃焼抑制板の燃焼抑制効果を考慮する。

(2) 解析結果

(a) 流出・移送過程

2次主冷却系配管室でのナトリウム漏えいの場合に関して、第3.10-4図に内圧変化を、また、第3.10-5図に雰囲気及び床ライナの温度変化を示す。内圧上昇は約 0.22 kg/cm^2 であり、原子炉補助建物当該室の耐圧 $0.6\text{ kg/cm}^2\text{G}$ 以下にとどまる。また、床ライナの最高温度は約 460°C であり、設計温度 530°C 以下にとどまる。

過熱器室でのナトリウム漏えいの場合に関して、第3.10-6図に内圧変化を、また、第3.10-7図に雰囲気及び床ライナの温度変化を示す。内圧上昇は約 0.07 kg/cm^2 であり、原子炉補助建物当該室の耐圧 $0.6\text{ kg/cm}^2\text{G}$ 以下にとどまる。また、床ライナの最高温度は約 520°C であり、設計温度 530°C 以下にとどまる。

(b) 貯留後

2次ダンプタンク室における雰囲気及び床ライナの温度変化を第3.10-8図に、建物コンクリートの温度変化を第3.10-9図に示す。床ライナの最高温度は約 480°C であり、設計温度 530°C 以下にとどまる。また、建物床コンクリートの最高温度は約 130°C であり、コンクリートの健全性が損われることはな

い。⁽³⁾

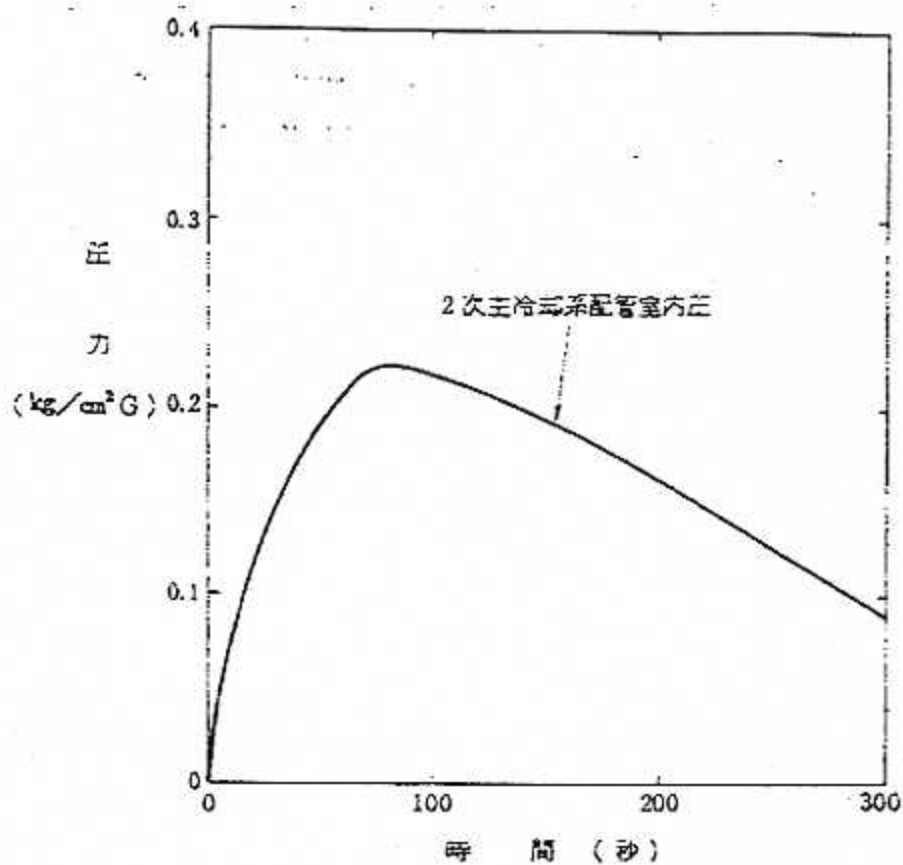
3.10.4 結 論

この事故においては、「中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度高」信号により原子炉は自動停止する。これに伴い1次、2次主冷却系の循環ポンプはボギーモータにより低速運転され、原子炉の崩壊熱除去が行われる。

この事故の場合でも、被ふく晋及びナトリウムの各温度は過度に上昇することはなく、炉心冷却能力が失われることはない。

原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下まわるので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

また、漏えいナトリウムによる熱的影響については、流出・移送過程及び貯留後について、それぞれ、十分に厳しい条件を仮定しても、部品の内圧及び床ライナの温度はいずれも設計値以下であり、その健全性が損なわれることはない。建物コンクリートの温度も過度に上昇することなく、その健全性が損なわれることはない。

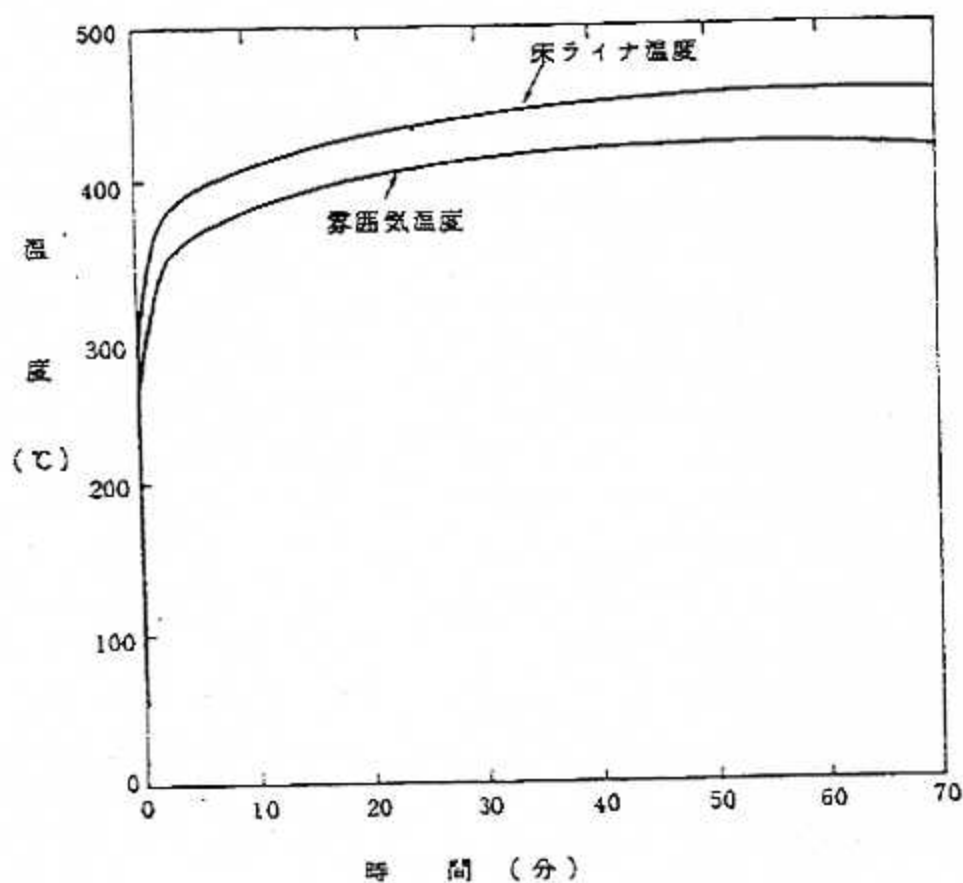


第3.10-4図 2次冷却材漏えい事故(4)

漏えいナトリウムによる熱的影響(1)

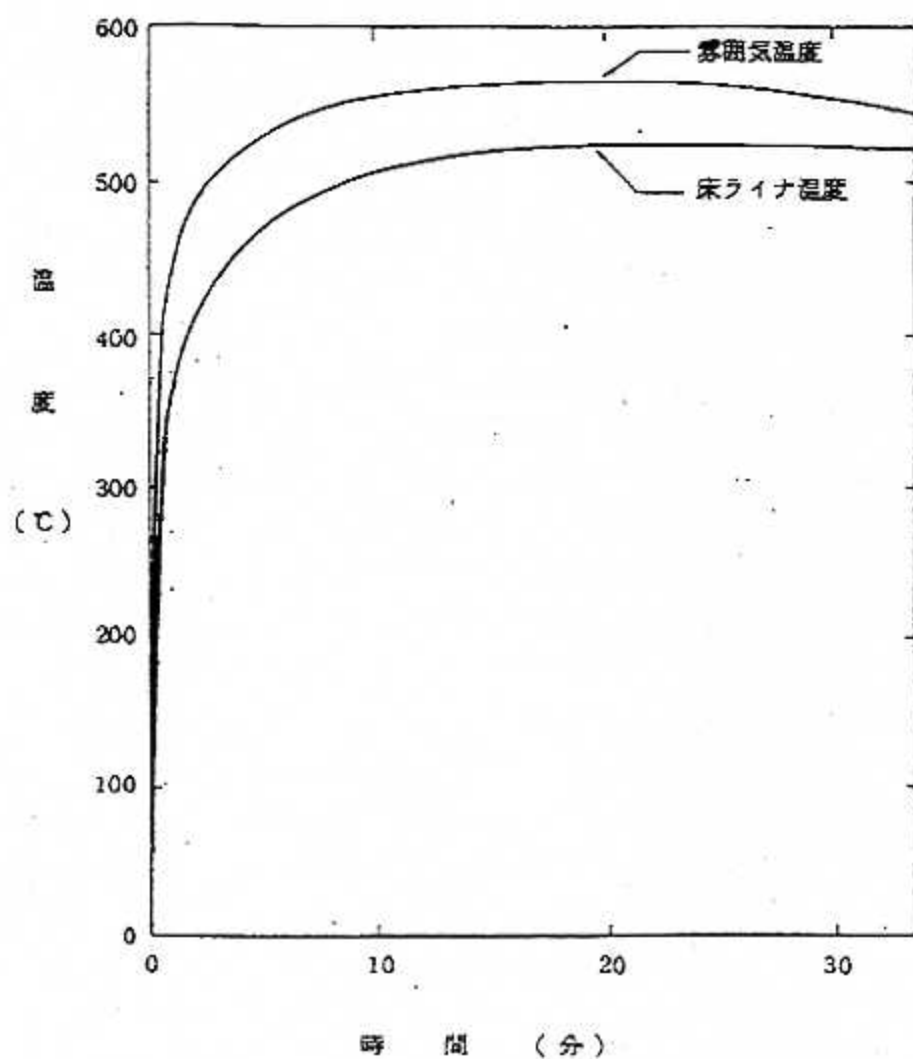
—— 2次主冷却系配管室内圧変化

(関連頁 10-3-37)



第3.10-5図 2次冷却材漏えい事故(5)
 : 漏えいナトリウムによる熱的影響(2)
 —— 2次主冷却系配管室温度変化

(関連頁 10-3-37)



第3.10-7図 2次冷却材漏えい事故 (7)

：漏えいナトリウムによる熱的影響 (4)

——過熱器室温度変化

(関連頁 10-3-37)