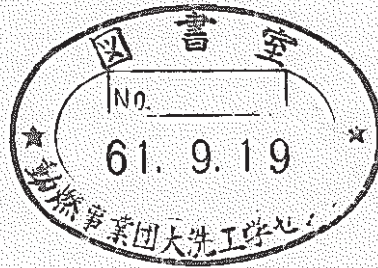


大型高速増殖炉要素技術設計研究(II)

— ナトリウム燃焼解析 —



1986年6月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	✓ 9410 86-066
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

大型高速増殖炉要素技術設計研究 (II)

—ナトリウム燃焼解析—

森井 正*、姫野嘉昭*

要旨

大型高速増殖炉の非耐圧格納施設に関する設計研究の一環として、ナトリウム燃焼解析を実施し、一次冷却材漏洩事故時の事故室雰囲気圧力、ライナ鋼板を始めとするライナ周囲の温度およびナトリウム燃焼量（事故時の放射性物質放出量を支配する）などの評価を行った。

主な事故想定は以下の通り。

想定破損箇所	1次主冷却系ホットレグ配管
想定破損孔断面積	1 cm ²
コンクリート冷却系	事故直前まで作動、事故後に停止。

解析では「もんじゅ」のナトリウム燃焼解析に使用したASSCOPSコードを用い、次の結果を得た。

雰囲気最高圧力	0.029kg/cmG (0.5時間後)
全ナトリウム燃焼量	1.5 ton (全漏洩ナトリウムの約3%)
コンクリート最高温度	140 °C (100時間後)

これらの結果から、事故室の雰囲気圧力上昇については、上昇値はわずかで、原子炉定格運転中の雰囲気温度平均値が440～500 °Cと非常に高いことが有利に作用していること、ライナ鋼板等の温度は「もんじゅ」安全設計値と比べて低いこと、などが明らかになった。しかし、ライナ鋼板直下のコンクリート温度は、温度上昇が100 °Cを越えコンクリート水の放出の起こることが推定された。このため、今後この放出水の評価を適切に行う必要がある。本研究は、大型高速増殖炉に関する要素技術設計研究 (II) の一環として行ったものである。

*大洗工学センター、安全工学部、プラント安全工学室

June, 1986

Design Study of Key Technology for Large LMFBR (II)

- Sodium Fire Analysis -

T. Morii* and Y. Himeno*

Abstracts

Sodium fire analysis has been performed for a large FBR to evaluate pressure and temperature transients and mass of burned sodium in case of a primary sodium leak accident. The major analytical conditions are as follows:

- o Position of sodium leak : Hot leg of primary coolant system
- o Cross-sectional area of a leak hole : 1 cm²
- o Concrete cooling system : operated (just before failure)
shut down (after sodium leak)

The most representative results gained through the present study are as follows:

- o Maximum Gas Pressure : 0.029 kg/cm² -g (0.5 hr after a leak)
- o Total Mass of Burned Sodium : 1.5 ton (3% of total leak sodium)
- o Maximum Concrete Temperature : 140°C (100 hr after a leak)
(beneath sodium pool)

These results indicate that a concrete cooling system to prevent abnormal temperature rise that may occur due to heat transfer from the hot primary coolant system was shown to be effective even in the accident conditions. However, further study will be needed to evaluate water release rate from the heated concrete.

* Plant Safety Engineering Section, FBR Safety Engineering Division, OEC. PNC.

目 次

1.	緒論	1
2.	目的	2
3.	ガードベッセルライナーの構造とその熱的境界条件	2
4.	解析条件と想定事故推移	2
5.	解析モデルと主な入力データ	4
6.	結果と考察	5
7.	まとめ	7
8.	緒言	8
	参考文献	8

図表リスト

表 1	主要な解析条件	9
表 2	解析に使用した物性値	10
表 3	主要な解析結果	11
図 1	解析対象と解析モデル	12
図 2	原子炉定格運転中のガートベッセルライナー周囲の温度分布	13
図 3	運転経過から求まるNa漏洩量 (IHX入口部破損)	14
図 4	IHX入口部破損時ナトリウム漏洩解析モデル	15
図 5	雰囲気ガス圧力 (0-2hr)	16
図 6	ナトリウム燃焼量 (スプレー燃焼分)	16
図 7	1次主冷却機器上部室および同下部室のガス温度 (短期)	17
図 8	1次主冷却機器下部室のNa貯留部の各部温度とその時間変化 (短期)	17
図 9	1次主冷却機器上部室各部の温度とその時間変化 (短期)	18
図 10	1次主冷却機器下部室の非Na貯留部の各部温度とその時間変化 (短期)	18
図 11	ナトリウム燃焼量 (プール燃焼分) (長期)	19
図 12	1次主冷却機器上部室および同下部室のガス温度 (長期)	19
図 13	1次主冷却機器下部室のNa貯留部の各部温度とその時間変化 (長期)	20
図 14	1次主冷却機器上部室各部の温度とその時間変化 (長期)	20
図 15	1次主冷却機器下部室の非Na貯留部の各部温度とその時間変化 (長期)	21

1. 緒論

現在、設計研究を進めている大型炉では、非耐圧格納施設内床下の窒素雰囲気にある原子炉容器、一次系主ポンプおよびIHXなどの周囲にはガードベッセルを配置せず、代わりにガードベッセルを兼ねたセルライナ（以下、本文ではガードベッセルライナと呼ぶ）を配置し、これによって漏洩Naを受け止め又設計基準事故時の炉容器内Na液位を確保するようプラント設計が進められている。このガードベッセルライナは、原型炉に採用されているセルライナと比較すると次の利点を有する。

〔利点〕

- (a) セルライナがガードベッセルを兼ねるため、物量削減効果が大きい

ただし、ガードベッセルライナの実現に当たっては、次のような課題の解決が必要である。

〔課題〕

- (b) 高温の一次系の機器および配管と接近して配置されるため、原子炉運転中と停止中とで大きな熱膨張差を生じ、またその繰り返し回数も多い。このため、繰り返し熱応力の緩和対策が必要である。
- (c) 高温の一次系機器および配管に接近して配置されているため、効果的な断熱を必要とする。
- (c) 構造コンクリートの冷却が必要である。
- (d) 供用期間中のISIとメンテナンスの技術開発が必要である。

この他にガードベッセルライナは、非耐圧格納施設と共に事故時の放射性物質を閉じ込めるバンダリーとなることから、事故時の信頼性の確保が必須条件となる。そこで、非耐圧格納施設に関する設計研究の一環として、ガードベッセルライナを対象としたNa燃焼解析をASSCOPSコードを用いて行い、上記(b)および(c)に関する課題のうち設計基準事故に対する評価を行った。

2. 目的

本研究の目的は、設計基準の一次冷却材漏洩事故のNa 燃焼解析を行い、次の諸点を明らかにすることにある。

- (i) 全Na 燃焼量
- (ii) 事故室の窒素雰囲気温度および圧力の時間変化
- (iii) ガードベッセルライナ周囲の温度変化

ここで (i) は、事故時の放射性物質放出量がNa 燃焼量に比例することから、次年度に行う放射性物質放出量評価の基礎データを得ること、(ii) および (iii) は、ガードベッセルライナの設計条件を決定するための基礎データを得ることを目的とするものである。

3. ガードベッセルライナの構造とその熱的境界条件

大型炉の炉容器およびIHXのガードベッセルライナ配置を図1の上図に示す。炉容器廻りのガードベッセルライナは、炉容器に近接して配置されており、ライナ鋼板の外側は構造コンクリートである。一次系配管およびIHXのガードベッセルライナについても同様であるが、一次冷却系の4ループ分に分かれて配置されている。

次に、ガードベッセルライナの熱的境界条件を図1の下図に従って説明する。まずガードベッセルライナの内側には断熱材が施工されており、これで炉容器、一次系配管およびIHX等いずれも保温材の施工されていない裸の状態で設置されている高温機器からの熱入力を軽減している。外側の構造コンクリート側については、ライナ鋼板と構造コンクリートの間にパーライトコンクリート(断熱コンクリート)が施工され、パーライトコンクリートと構造コンクリートの境界はコンクリート冷却系で冷却されこの境界を常に40℃に保つよう設計されている。

4. 解析条件と想定事故推移

解析条件となる想定破損箇所、想定破損孔断面積、漏洩Na 温度などを表1に示す。また図2に、原子炉定格運転中のナトリウム機器およびナトリウム配管から断熱材、ガードベッセルライナ、パーライトコンクリートを経て構造コンクリートに至までの温度分布を示す。図2で、CASE-1とは、事故時に漏洩ナトリウムがプールを形成する部分を、またCA

SE-2とはそれ以外の部分を示す。図2で、「もんじゅ」では数十℃であった雰囲気温度が440～500℃と非常に高くなっていることに留意されたい。

Na漏洩事故が周囲に与える熱的影響の最も大きいのは、原子炉運転中にNa温度が最も高くなる炉容器出口配管からIHX入口までのホットレグ配管においてNa漏洩事故が発生した場合である。そこでここでは、想定破損箇所は一次主冷却系ホットレグ配管（IHX入口配管）とした。図1の上図にこの想定破損箇所を示す。想定破損孔断面積は1cm²である。図1の下図は、想定破損箇所近傍に対する解析モデルを示したもので、ガードベッセルライナ内側のパーライトコンクリートの熱的境界条件は、図2に示した条件が保たれているものとする。すなわち、事故直前まで構造コンクリートの冷却機能は維持されているものとする。

次に、事故時の漏洩Na流量の時間変化と漏洩Na温度を図3に示す。まず漏洩Na流量は、初期の2.5時間が4.9ton/hr、その後は主ポンプのトリップによって1.6ton/hrにまで減少し、さらに26.5時間後には系統のループNaのドレン開始のためゼロに近づく。なおこれらの漏洩Na流量は、配管に生じた破損孔をオリフィスと考え、配管内外の圧力差を基に計算で求めた値である。

Na温度も漏洩Na流量と同様な時間変化を示し、初期は500℃、2.5時間後の主ポンプのトリップによって急速に温度が低下する。Na漏洩期間中の全Na総量を図2の漏洩Na流量を時間積分することによって求めると55.5tonになる。

想定した事故推移を次に述べる。まず原子炉の定格運転中に、IHX入口配管に孔径1cm²相当の破損孔が生じ、そこから図2に示した流量でNaが噴出する。Na配管は、保温材の施工されていない裸の状態にある。このため噴出したNaは、図1の下図に示すように、一次主冷却機器上部室の天井に当りスプレー状となってガードベッセルライナの床に落下しつつスプレー燃焼を起こす。床に落下したNaは、原子炉容器室側には流れることなく、図1に示す一次主冷却機器上部室から同下部室に流入し、その床に溜まりプール燃焼を起こすものと仮定する。なお、この時プール液面下のNaは、ガードベッセルライナ内側の断熱材にしみ込み、Naはライナ鋼板と直接接触する。漏洩開始から26.5時間後には、事故ループのNaドレンが開始され、約30時間後でこのドレンが完了しNa漏洩も終了する。一次主冷却機器下部室に溜まった55.5tonのNaは、周囲コンクリートへの放熱のため徐々に温度低下を来し、一定時間後にはNaの凍結によって事故が終

息する。

5. 解析モデルと主な入力データ

図4に、ガードベッセルライナ周囲の構築物を含めた解析モデルを示す。モデル化に当たって使用した仮定、定数、入力などを以下に説明する。

〔建物形状〕

図4の垂直方向FL-14.7mで全体の室を上部と下部に分割し、上の室の一次主冷却機器上部室でスプレー燃焼が起こると考え、下部の一次主冷却機器下部室ではプール燃焼が起こると考える。一次主冷却機器上部室の空間は、原子炉の4ループ全てについて相互に導通している。このため解析モデルでは、この部分の体積として、4ループの一次主冷却機器上部室の全ての空間に等しいとした。

〔ガス導通〕

図4で、一次主冷却機器上部室（スプレー燃焼室）と一次主冷却機器下部室（プール燃焼室）の間のガス導通については、開口部の断面積を 10.1m^2 と仮定し、対流通気と圧力均衡モデルを使用し、格納施設床上の空気雰囲気との間には $100\%/\text{day}$ 相当のガス漏洩率があるものと仮定した。この仮定のもとでは、格納施設床上の空気量は無限に有り、通気が有るためにNa燃焼で消費される酸素は常に通気量に相当する量だけ供給されることになり、保守側の解析となる。

〔使用した物性値〕

表2に、ASSCOPSによる解析に使用した物性値を示す。

〔Naスプレー条件〕

「もんじゅ」安全解析を参考に、次頁のように設定した。

	もんじゅ	今回の解析データ
破損口面積	22 cm ²	1 cm ²
衝突面直径	305 cm	64 cm
コーン角	スプレーコーン内体積 が部屋容積の1/3	同左
粒径 (体積平均径)	0.46 cm	同左
標準偏差	2.64	同左

*衝突面直径は、破損口面積の1/2乗に比例するものとした。

(初期条件および境界条件)

雰囲気ガス温度	-----	430℃ (ホットレグ、コールドレグの平均)
雰囲気ガス圧力	-----	1.033 kg/cm ² -a
雰囲気酸素濃度	-----	3v/o
雰囲気湿分	-----	ほぼ0
部屋各部温度	-----	表1
熱的境界条件	-----	コンクリート外側で断熱

6. 結果と考察

表3に主な解析結果を、図5～図10にNa漏洩中また図11～図13にNa漏洩停止後Na凍結(98℃)に至るまでの解析結果を示す。

結果から、Na漏洩から漏洩Naが凍結し事故が終息するまでの時間に900時間(37.5日)かかった。ループNaのドレンによってNa漏洩が停止したのが32.5時間後であるため、Naの凍結までにはNa漏洩停止後約863時間(36日)を要した事になる。

次に、全Na燃焼量については、表3からNa凍結までに全漏洩Naの約3%に相当する1.4tonが燃焼し、その内の0.1tonがスプレー燃焼、1.4tonがプール燃焼によるものである。この内訳に従うと、スプレー燃焼による割合は6.7%にすぎず、周囲に何のNa漏洩飛散防護対策を施していない裸の剥き出しのNa配管でも全Na燃焼量に関する限りスプレー燃焼による影響は少ないものと判断出来る。全Na燃焼量の時間に対す

る変化は、24時間までを図6に、900時間までの長期に渡る結果を図11に示す。図6から、初期の2.9時間まではNa漏洩流量が大きくまた漏洩Na温度も500℃と高いためにほぼ直線的に上昇し、この間はスプレー燃焼による寄与の大なることが判る。しかし、ポンプトリップ後は図11からも明らかなように漏洩するNa流量とNa温度の急速な低下のため上昇速度は緩慢となっている。

事故室雰囲気温度については、表3より最高温度はポンプトリップ直前の499℃で、この最高温度は、漏洩Na温度500℃とほぼ等しいことから、殆どが漏洩Naの顕熱放出に起因する温度上昇であることが判る。雰囲気温度の時間変化については、30時間までの結果を図7に、900時間までの長期に渡る結果を図13に示す。図7から、ポンプトリップ後は急速な低下がみられるが、400℃前後で安定し、図12からは漏洩停止後に急速に更に低下している様子がわかる。

雰囲気圧力については、表3と2時間までの結果を示した図3から、スプレー燃焼期間中の立ち上がりは早く最高圧力は0.5時間後の0.029kg/cm²Gにすぎず、その後はゆっくりと低下している。最高圧力の絶対値が小さいのは、すでに指摘した原子炉定格運転中の雰囲気温度が440～500℃と非常に高いためで、この高い雰囲気温度が有利作用したためである。

ガードベッセルライナとその周囲の温度の内、一次主冷却機器上部室については、表3、図9および図14からガードベッセルライナとパーライトコンクリートの最高温度は105℃以下、コンクリートの最高温度が80℃以下で、いずれもこの部屋で起こるスプレー燃焼による熱的な影響としては問題となる値では無い。これに対して、漏洩Naの溜まる一次主冷却機器下部室は、Naプールの液面以下に位置するガードベッセルライナを含めて各部の最高温度は高い。即ち、プール液面より下部に位置する各部の最高温度は、図10および図15から問題となる温度ではなく、ガードベッセルライナについても120℃以下、コンクリートについては58℃以下である。しかし、プール液面下では、表3、図8および図13に示したごとく、各部の最高温度がガードベッセルライナで374℃、コンクリートで139℃と高い。後者のコンクリート最高温度は、100時間後に現れているが、この温度では相当量のコンクリートからの放出水が予想される。

7. まとめ

大型炉の非耐圧格納施設の設計研究の一環として、ガードベッセルライナに対する設計基準Na漏洩事故評価をNa燃焼解析コードASSCOPSを用いて次の項目について行った。

- (i) 漏洩開始から漏洩Naが凍結して事故が終息するまでの全Na燃焼量
- (ii) 事故室の雰囲気温度と圧力
- (iii) 事故室のガードベッセルライナとその周辺の構造物の温度

評価に当たっては、次の前提条件、仮定およびモデルを用いた。

- (a) ガードベッセルライナ外側のパーライトコンクリート（断熱コンクリート）に対する冷却機能は事故直前まで維持され、また雰囲気温度は440～500℃と高い。
- (b) 機器および配管には保温材は施工されてはならず、裸の状態である。
- (c) 想定破損箇所は、ループのホットレグでIHX入口配管とし、想定破損孔断面積は1cm²とする。
- (d) 漏洩事故直前のNa温度は500℃、漏洩初期の漏洩流量は4.9ton/hrで、漏洩開始2.5時間後にポンプトリップによってNa漏洩流量およびNa温度が急速に低下する。事故開始後32.5時間でループNaのドレン操作によって漏洩が停止する。漏洩停止までの全Na漏洩量は、55.5トンである。
- (e) 事故室は、格納施設内床上の空気雰囲気との間に断面積10.1cm²相当のガス漏洩流路があり、格納施設内の空気量は無限大に有るものとする。
- (f) 事故室は、IHXを収納した部屋についてその下側と上側の部屋の2つの部分にモデル化し、上側については4ループ分に相当する空間体積を有するものとした。

解析評価で得た結果について、その要点を以下に記す。

- (1) 漏洩Naが凍結して事故が終息するまでには、36日を要する。
- (2) 全Na燃焼量は、全漏洩Naの約3%に相当する。また、この全Na燃焼量の内、漏洩開始直後のスプレー燃焼によるものは全体の6.7%にすぎず、殆どがその後のプール燃焼によることが明らかにされた。
- (3) 事故室の雰囲気については、最高温度がスプレー燃焼停止直前の499℃、最高圧力が0.5時間後の0.029kg/cm²Gである。最高圧力については、原子炉定格運

転中の雰囲気温度が非常に高いことが有利に作用したためである。

- (4) ガードベッセルライナとその周辺の構造物の温度については、漏洩Naがプールを形成する部分のNa液面より下の部分が最も厳しく、ライナ鋼板の最高温度が374℃、構造コンクリート最高温度が139℃ある。

7. 結言

今回の解析評価結果から得た結論を以下に示す。

- (I) 事故室の雰囲気圧力上昇は、原子炉定格運転中の高温雰囲気が有利に作用しているために非常に低く、問題となる値ではない。
- (II) 事故時に漏洩Naがプールを形成する箇所の温度条件が最も高いが、ライナ鋼板については「もんじゅ」R&Dの実績から設計対応の可能な温度である。ただ、パーライトコンクリートの最高温度が約140℃と高いため、今後はコンクリートからの放水量の評価を行うとともに、より効果的なコンクリート冷却方法を考慮する必要がある。

参考文献

- (1) G.H.Golden and J.V.Toker., "Thermophysical Properties of Sodium", ANL-7323, 1967.
- (2) 伝熱工学資料 (改訂第3版), PP 293~296, 1975.
- (3) Monju-DC 001 「遮へい透過計算用普通コンクリート組成データについて」。
- (4) 日本アエロジル㈱, カタログ。

表 1 主要な解析条件

想定破損箇所	1次主冷却系ホットレグ配管 (IHX入口配管)
想定破損孔断面積	1 cm ² 相当の破損孔断面積
漏洩Na温度	初期500℃、以降図3に従い低下する。

表2 解析に使用した物性値

	比 重 (kg/m ³)	比 熱 ($\frac{\text{Kcal}}{\text{kg} \cdot ^\circ\text{C}}$)	熱伝導度 ($\frac{\text{Kcal}}{\text{mhr} \cdot ^\circ\text{C}}$)
ナトリウム	825 ⁽¹⁾	0.30 ⁽¹⁾	56 ⁽¹⁾
コンクリート	2150 ⁽³⁾	0.21 ⁽²⁾	1.0 ⁽²⁾
炭素鋼	7830 ⁽²⁾	0.11 ⁽²⁾	46 ⁽²⁾
断熱材料 (マイクロサイム)	200 ⁽⁴⁾	0.25 ⁽⁴⁾	0.024 ⁽⁴⁾ (400°C)
パーライト コンクリート	1300 ^{**}	0.22 ^{**}	0.25 ^{**}

ガス；定容比熱 0.17 Kcal/kg°C

** パーライトコンクリートの物性値は、「もんじゅ」ナトリウム燃焼評価に用いられた値である。

表3 主要な解析結果

		最高値	到達時刻 (HR)
ガス圧力最高値		0.029 kg/cm ² -g	0.5
ナトリウム燃焼量		1.4トン (プール燃焼) 0.1トン (スプレー)	900 30
漏洩発生室	雰囲気最高温度	499℃	2.5
	壁ライナー最高温度	105℃	0.0
	壁コンクリート最高温度	57.7℃	55.0
ナトリウム 貯留室	雰囲気最高温度	455℃	2.5
	床ライナー最高温度 (Na貯留部)	374℃	2.6
	床コンクリート最高温度 (Na貯留部)	139℃	100.
	壁ライナー最高温度 (Na非貯留部)	105℃	0.0
	壁コンクリート最高温度 (Na非貯留部)	57.8℃	95.0

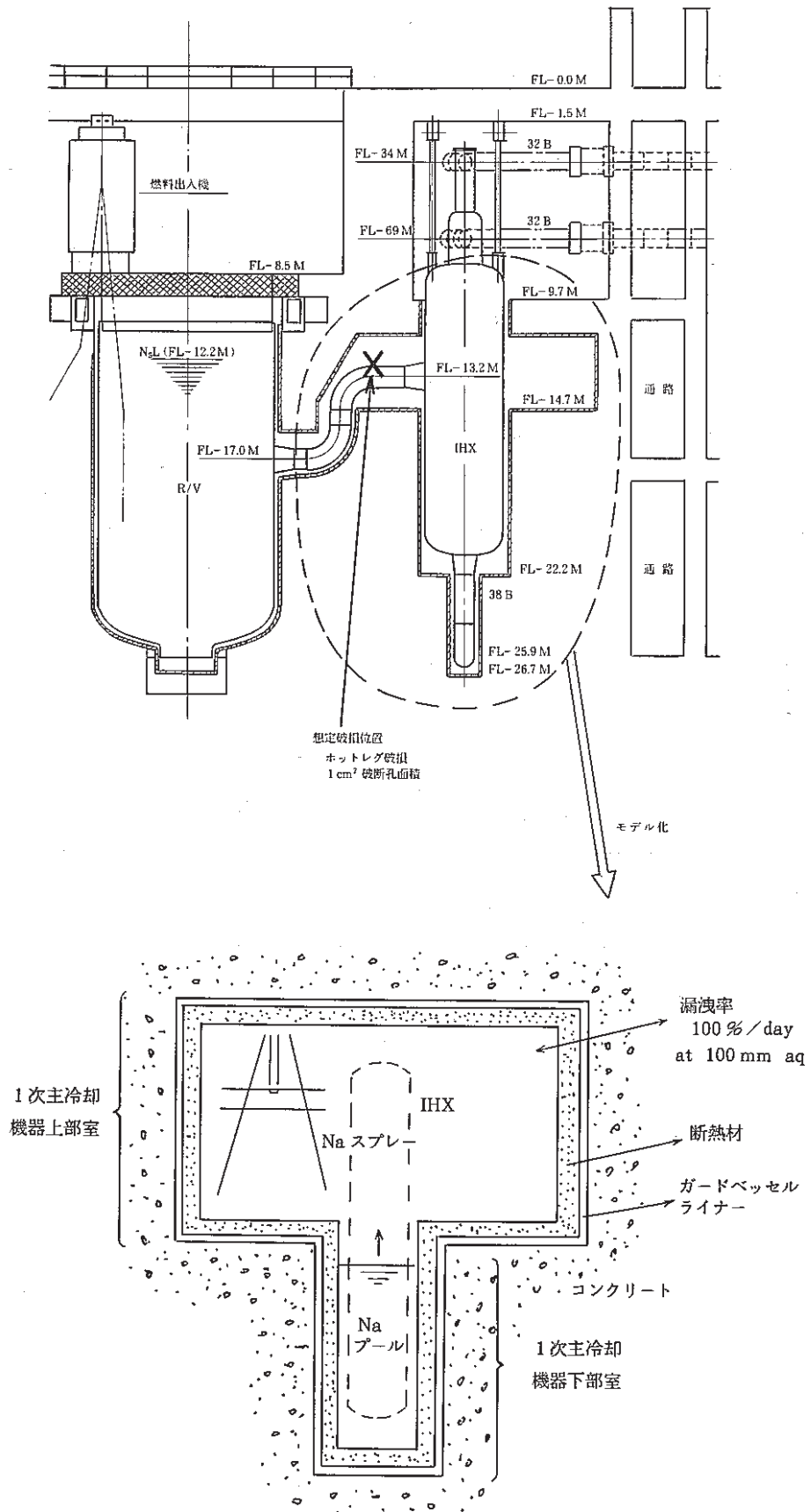
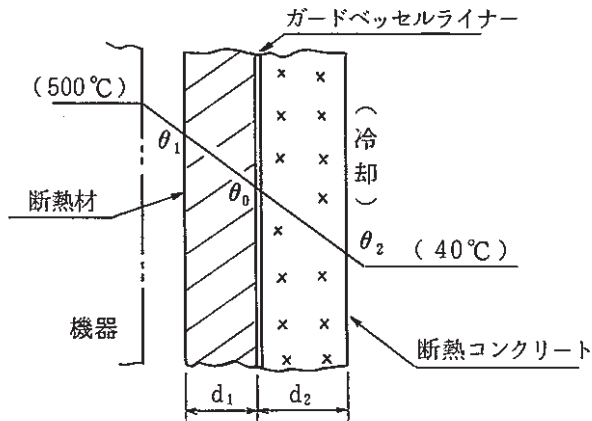


図1 解析対象と解析モデル



d_1 : 断熱材 (マイクロサーム) 厚さ
 ($\lambda = 0.02 \text{ kcal/m}^2 \text{ h}$)
 d_2 : 断熱コンクリート (パーライトボード) 厚さ
 ($\lambda = 0.07 \text{ kcal/m}^2 \text{ h}$)
 θ_1 : 断熱材表面温度
 θ_0 : 断熱材裏面温度 = 断熱コンクリート表面温度
 θ_2 : 断熱コンクリート裏面 (冷却面) 温度。ガードベッセルライナーは考慮せず

	d_1 (mm)	d_2 (mm)	θ_1 (°C)	θ_0 (°C)	θ_2 (°C)	g (kcal/m ² h)
CASE - 1	100	150	443	161	40	56.6
CASE - 2	150	100	453	105		46.0

g : 単位面積当りの放散熱量

CASE - 1: 漏洩ナトリウムがプールを形成する部分

CASE - 2: 上記以外の部分

図2 原子炉定格運転中のガードベッセルライナー周囲の温度分布

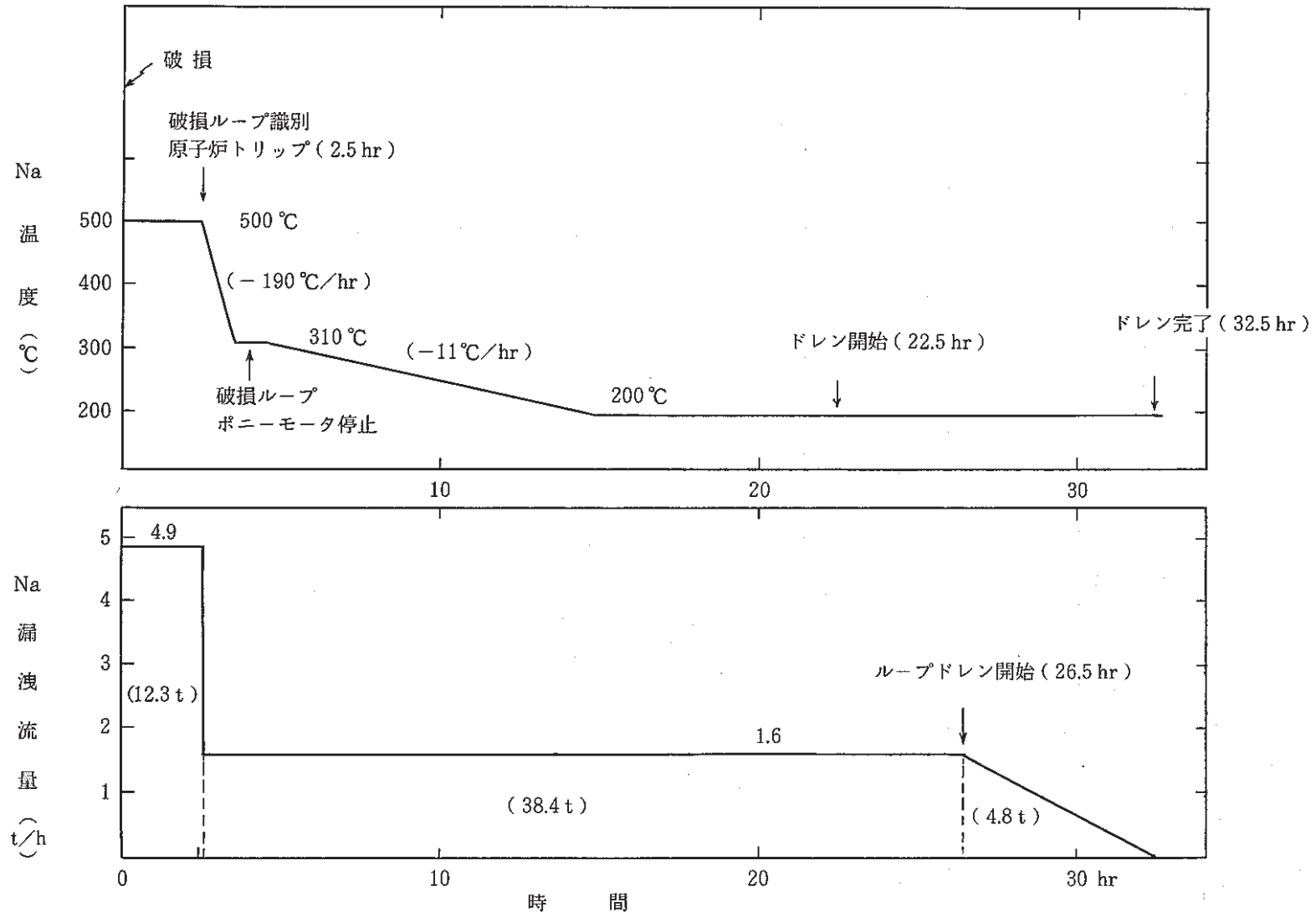


図3 運転経過から求まるNa漏洩量
(IHX 入口部破損)

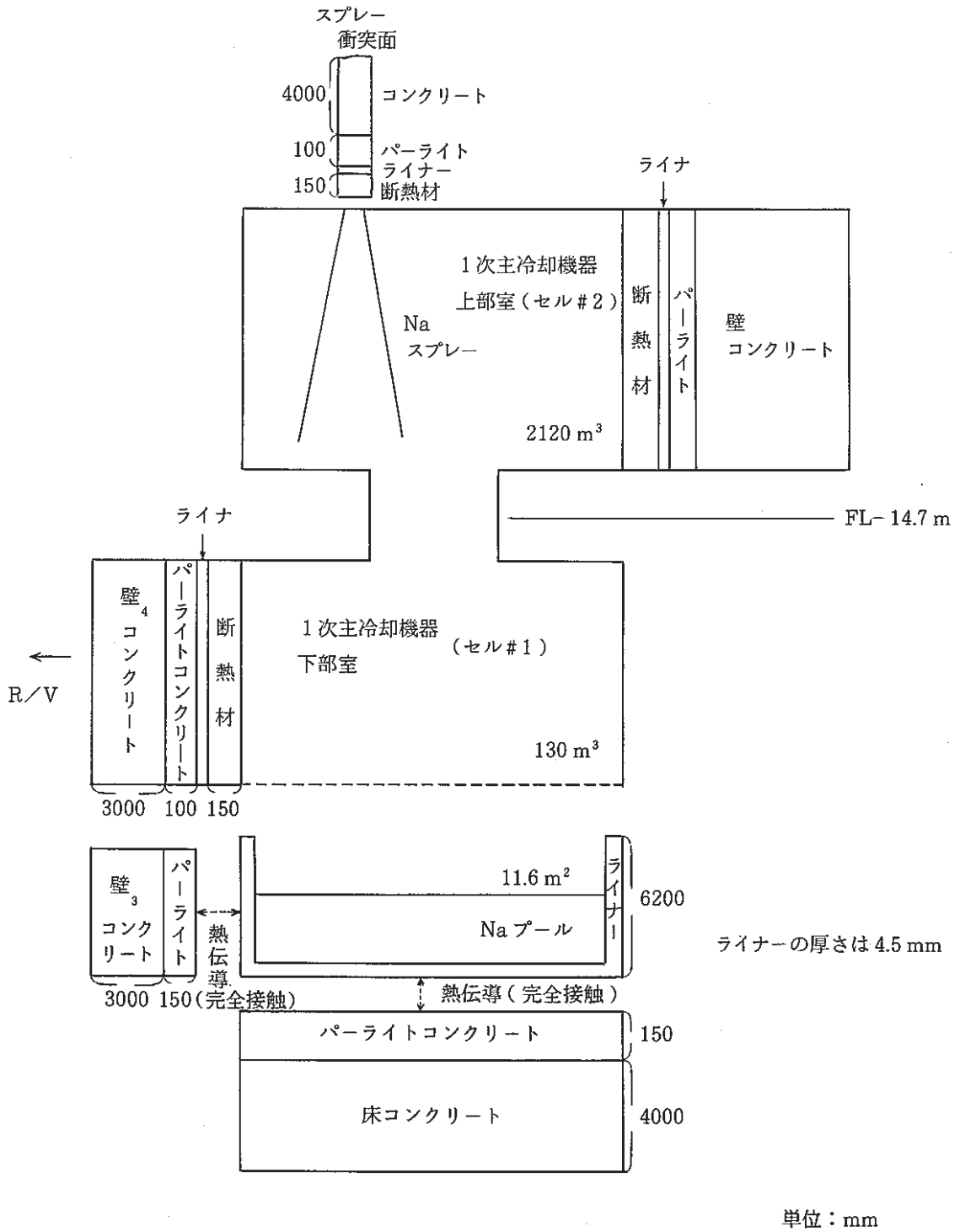


図4 IHX 入口部破損時ナトリウム漏洩解析モデル

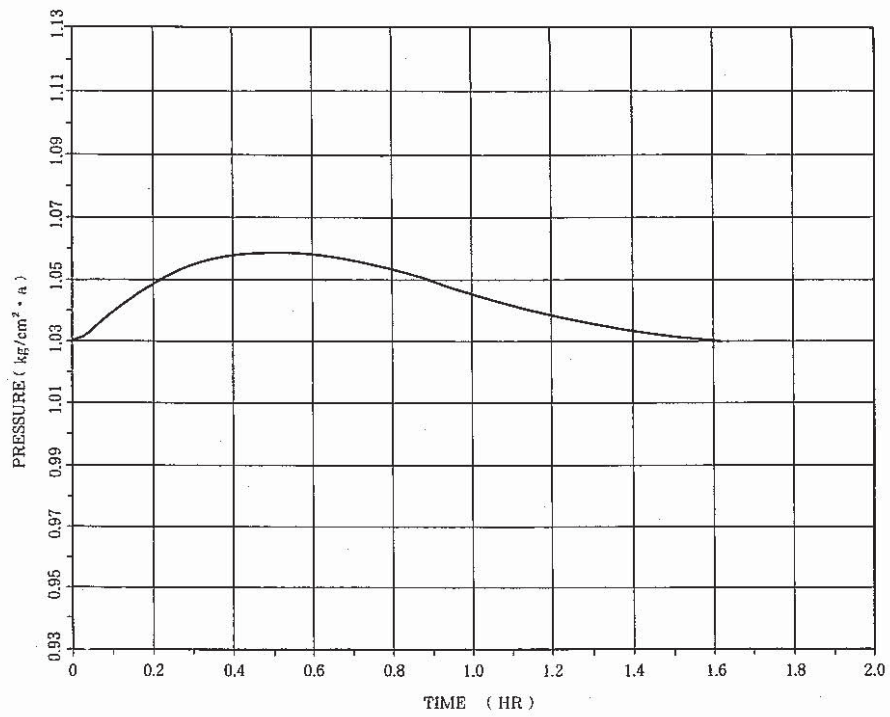


図5 霧囲気ガス圧力 (0 ~ 2 HR)

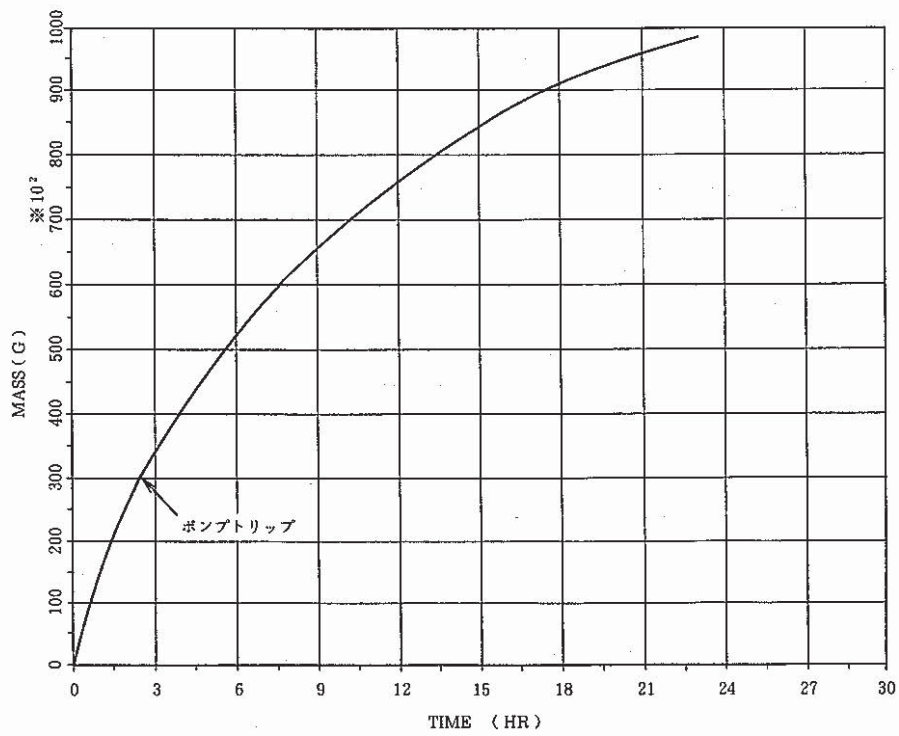


図6 ナトリウム燃焼量 (スプレー燃焼分)

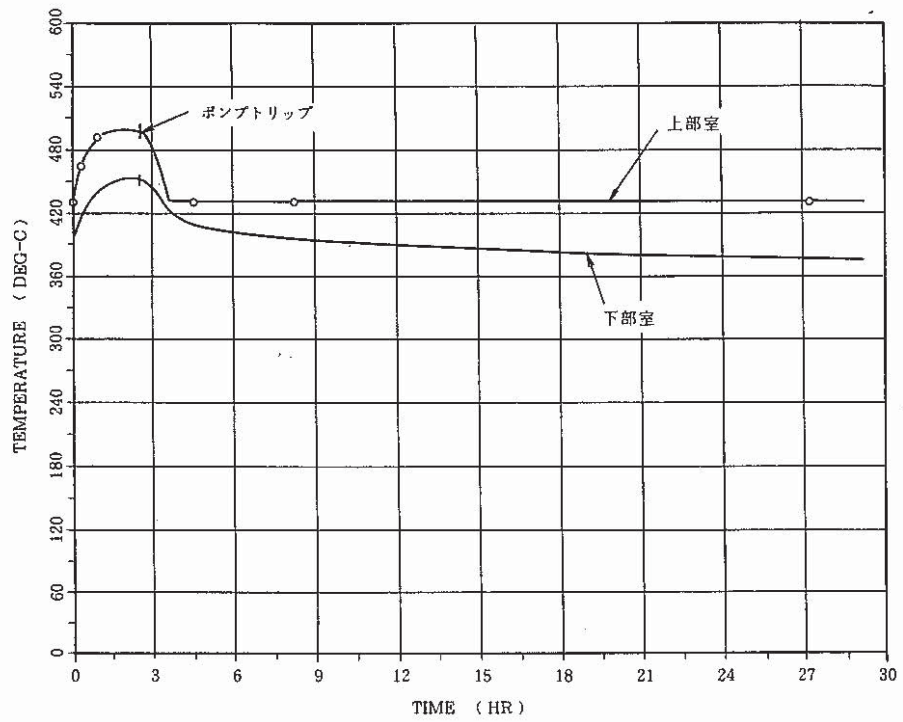


図7 1次主冷却機器上部室および同下部室のガス温度
(短期)

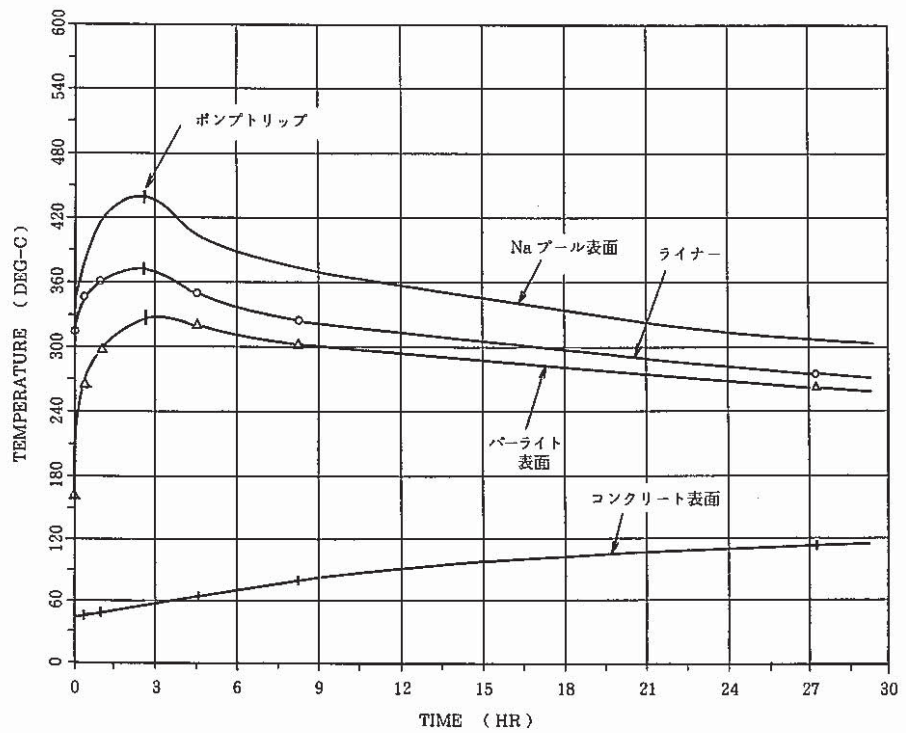


図8 1次主冷却機器下部室のNa貯留部の各部温度とその時間変化
(短期)

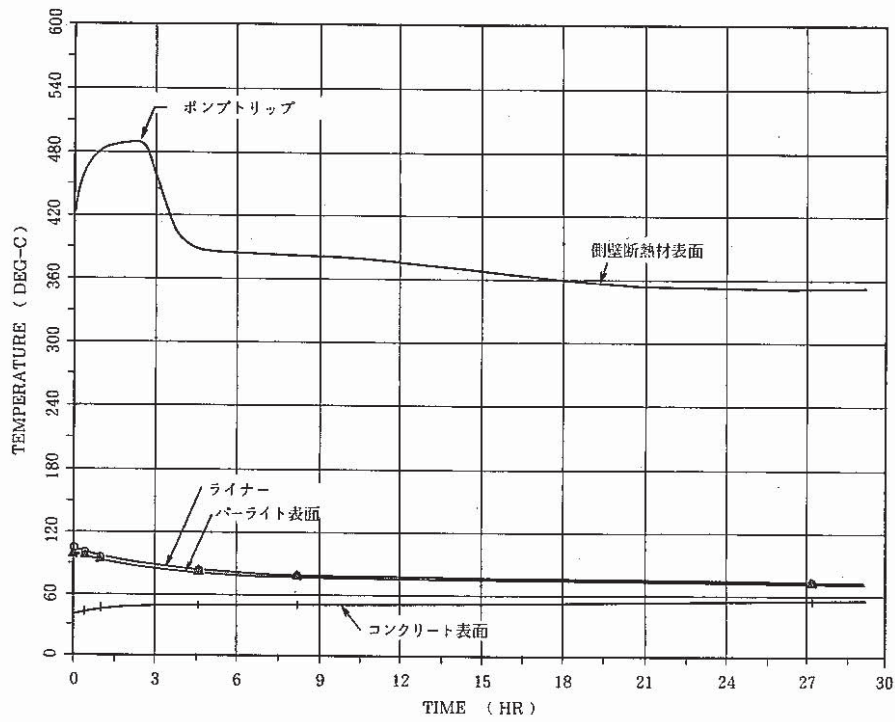


図9 1次主冷却機器上部室の各部の温度とその時間変化
(短期)

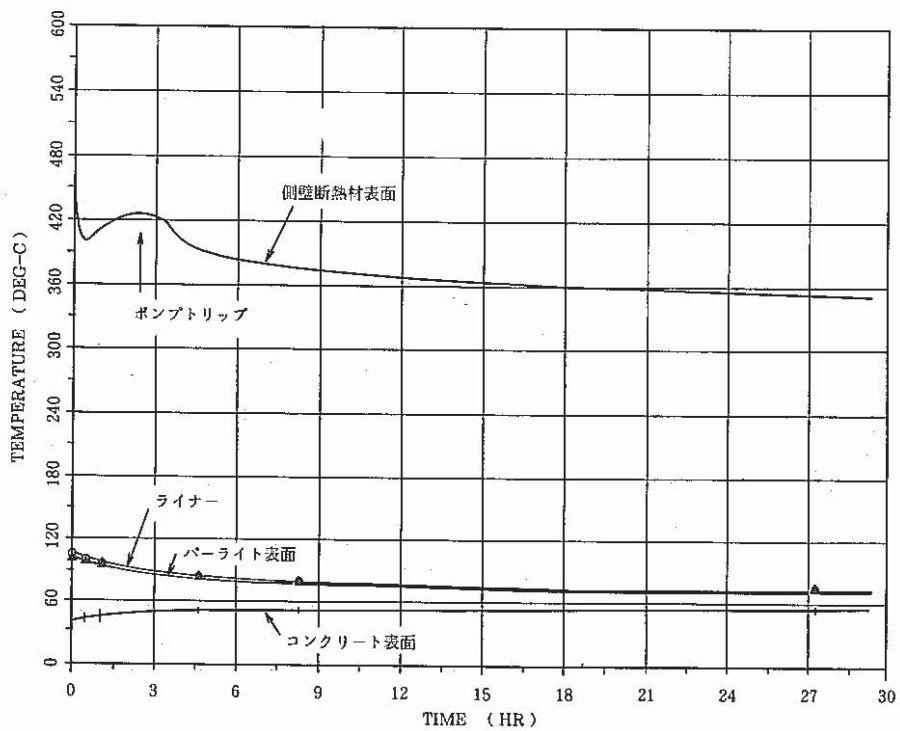


図10 1次主冷却機器下部室の非Na貯留部の各部温度とその時間変化
(短期)

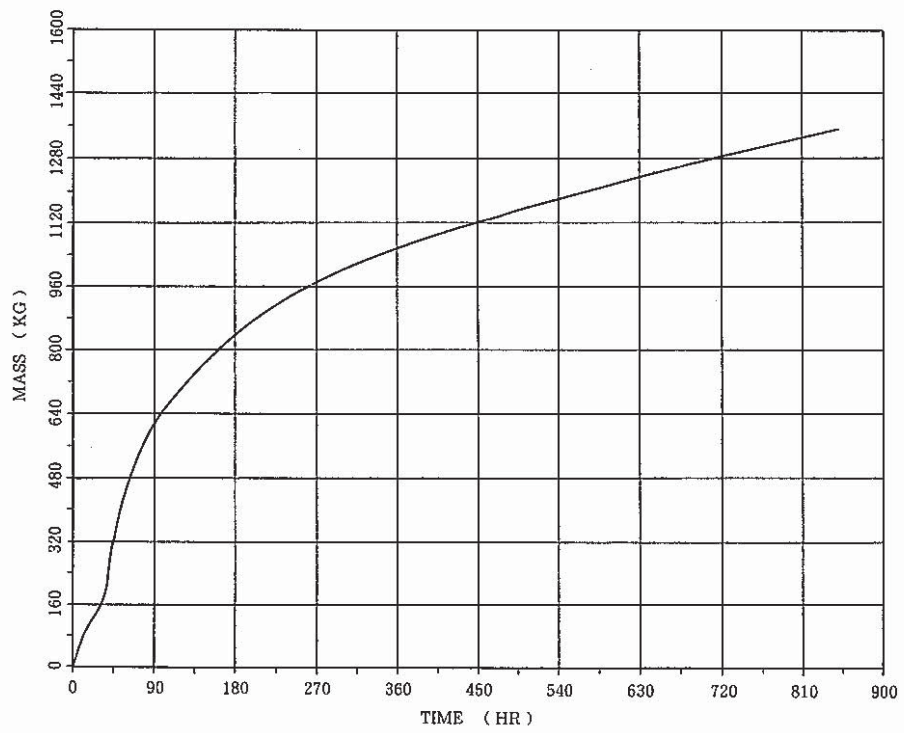


図11 ナトリウム燃焼量(プール燃焼分)
(長期)

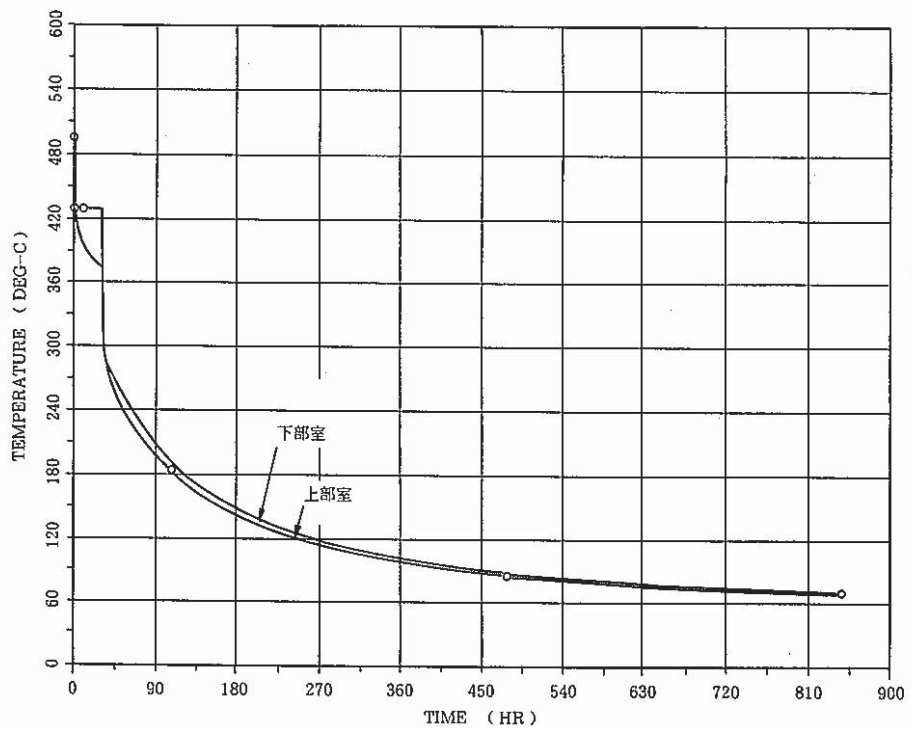


図12 1次主冷却機器上部室および同下部室のガス温度
(長期)

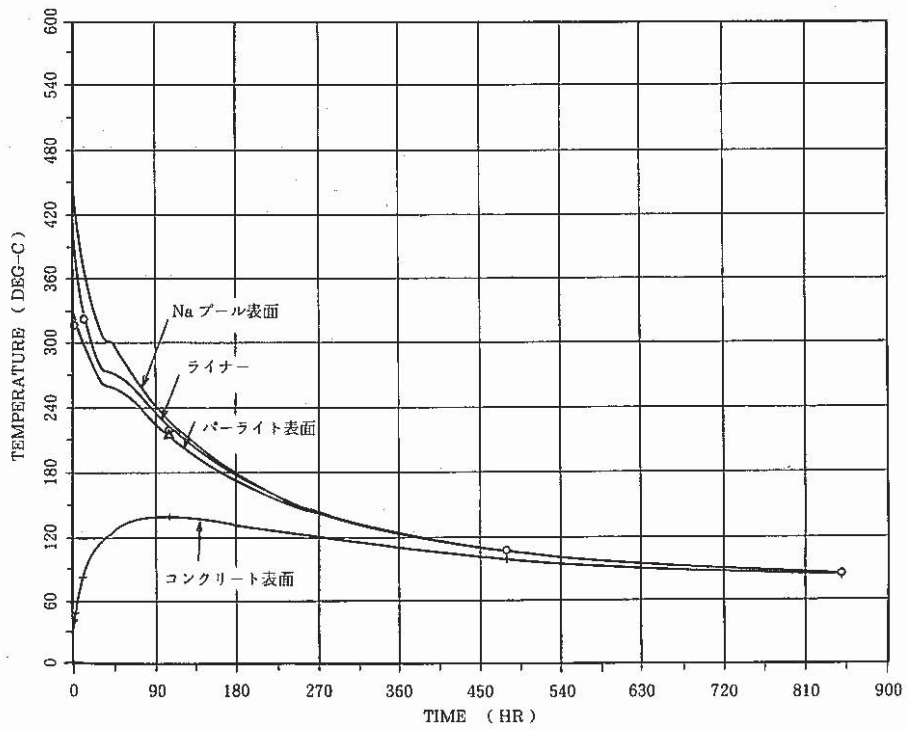


図 13 1次主冷却機器下部室のNa貯留部の各部温度とその時間変化
(長期)

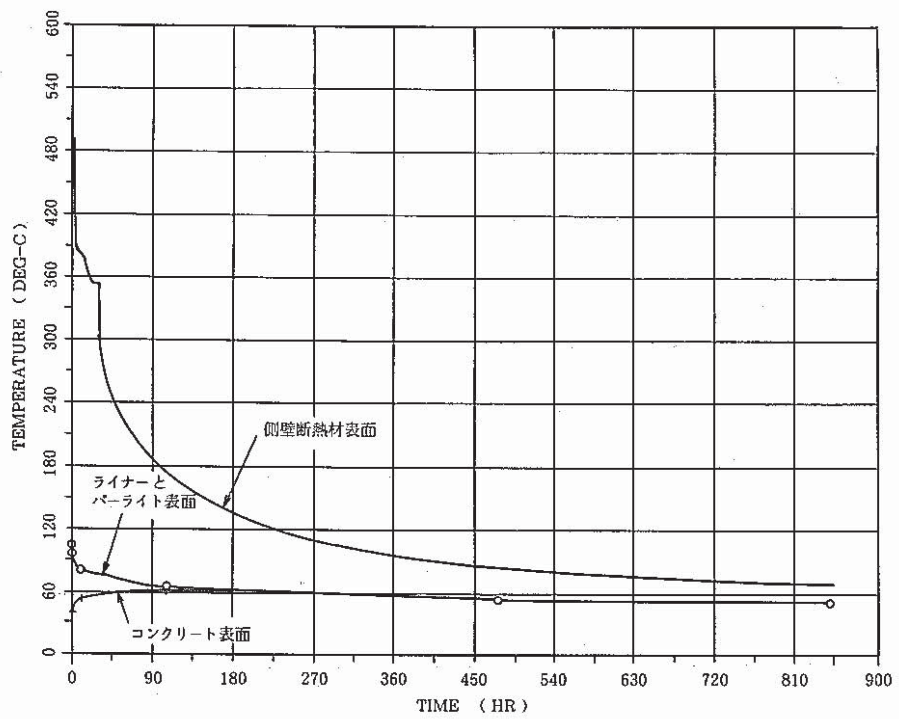


図 14 1次主冷却機器上部室各部の温度とその時間変化
(長期)

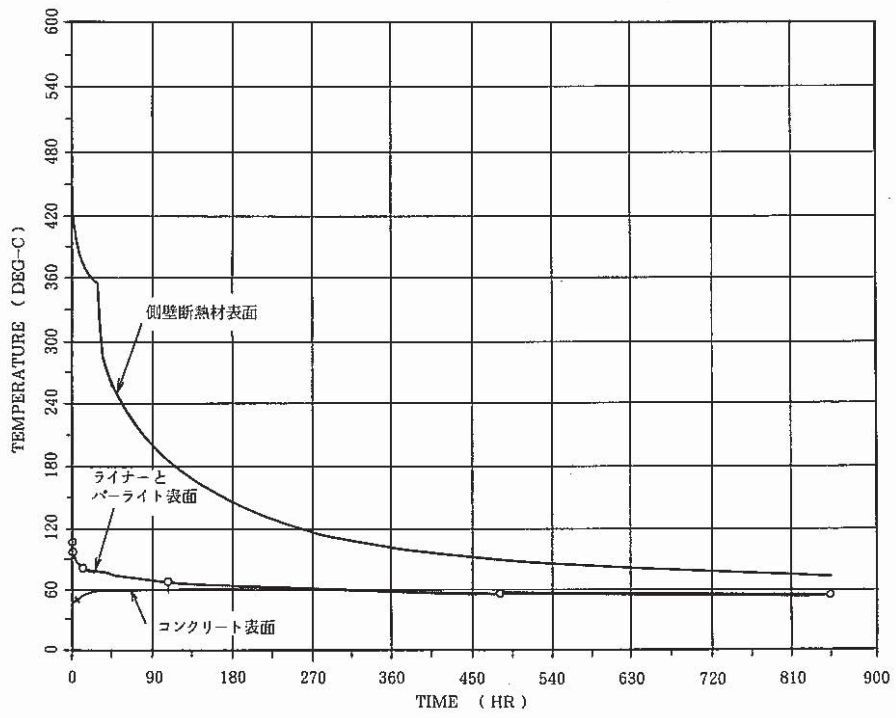


図 15 1次主冷却機器下部室の非Na貯留部の各部温度とその時間変化
(長期)