

高速増殖炉もんじゅ発電所の最近の設計

昭和59年3月



動力炉・核燃料開発事業団
高速増殖炉開発本部

PNCT N241 83
昭和 5 9 年 3 月

高速増殖炉もんじゅ発電所の最近の設計

高速増殖炉開発本部

原型炉建設部

要 旨

高速増殖炉もんじゅ発電所は、研究開発の成果の反映及び詳細設計の進捗により、その設備の一部の変更について設計の検討を行っている。

すなわち、コンクリート冷却設備の削除並びに1次アルゴンガス系設備、炉外燃料貯蔵設備、ナトリウム補助設備、2次主冷却系循環ポンプ及び固体廃棄物処理設備等に関する変更及びこれらの設備の変更に伴う換気空調設備、配置レイアウトの変更をとり上げている。

本報告書においては、これらの設備の具体的変更点、変更が可能となった研究開発の成果及びその検討内容、必要に応じて実施した安全評価結果、更にこれらの変更を考慮してもプラントの安全性及び信頼性が損なわれるものではないことを確認していることを示す。

PNCT N241 83-22
March, 1984

Recent Design of FBR Monju

Abstract

Discussion on partial modification of the Monju design is described, corresponding with the results of research and development, and with the advance of detail design.

Items discussed are cancellation of the Concrete Cooling System and alterations of the Primary Argon Gas System, the Ex-vessel Fuel Storage System, the SHTS Pump and the Solid Waste Processing System.

Safety evaluation of the modifications are described according to the necessity.

目 次

緒 言	1
1. 概 要	3
2. コンクリート冷却設備	5
2.1 概 要	5
2.2 コンクリート構造物の健全性	6
2.3 コンクリート構造に関する試験研究	7
2.4 ナトリウム漏えい量抑制対策	10
2.5 ナトリウム漏えい事故解析	11
3. 1次アルゴンガス系設備	77
3.1 概 要	77
3.2 1次アルゴンガス系の設備概要	78
3.3 1次アルゴンガス系の運用	80
3.4 放射能浄化性能	81
3.5 一般公衆の被ばく線量評価	87
4. 炉外燃料貯蔵設備	107
4.1 概 要	107
4.2 冷却設備の概要	107
4.3 除熱容量の設定	108
5. 固体廃棄物処理設備（固化装置）	113
5.1 概 要	113
5.2 設備概要	113
5.3 プラスチック固化方式	113
6. 2次主冷却系設備（循環ポンプ）	117
6.1 概 要	117
6.2 設備概要	117
6.3 サイリスタ方式	118

7. ナトリウム補助設備	
7.1 概 要	123
7.2 メンテナンス冷却系	124
7.3 1次ナトリウム純化系コールドトラップ	125
7.4 ナトリウム供給設備受入タンク	126
8. その他	133
8.1 換気空調設備	133
8.2 配置	156

結言

緒 言

高速増殖炉もんじゅ発電所（以下「もんじゅ」という）は我が国初の高速増殖炉発電所として、高速実験炉「常陽」の実績と多くの研究開発を技術的基盤として設計が進められ、昭和58年5月27日に原子炉設置許可を得て、建設予定地における建設準備が進められている。

同時に建物の建設、機器設備の製作へ向けて詳細設計が行われているが、設備等の機能確証や信頼性、安全性向上のための研究開発も平行して継続実施されており、それらの成果も設計の進捗にあわせて反映されつつある。また、「常陽」の運転経験及び軽水炉や諸外国の先行炉の情報も適切に評価され、詳細設計にとり入れられている。

これら設計の熟成は、将来の高速増殖炉に関する技術の確立と、信頼性と安全性の確保、更には経済性を見通しを得ることを目的とした「もんじゅ」に要求されている基本的要件である。

本資料は、継続して実施されてきた研究開発及び詳細設計の成果を反映した場合の「もんじゅ」の最近の設計をまとめたものである。

1. 概 要

「もんじゅ」は、研究開発の成果と詳細設計の進捗の反映により、次に述べる設備の一部について設計の変更を検討した。

建物・構築物の健全性については、コンクリートの高温強度等に関する試験研究の成果を踏まえて、ナトリウム漏えい事故時のコンクリート温度解析とコンクリート物性の温度による変化が建物・構築物の構造強度に及ぼす影響を評価し、コンクリート冷却設備を設ける必要のない見通しが得られた。これは詳細設計段階において、継続して進められるコンクリート模型実験などから定められる終局耐力に対する実機の各部材の余裕を解析的に評価することにより確認されることになる。

1次アルゴンガス系の放射性物質の収支について、活性炭吸着塔の吸着平衡定数が温度の低下により増加する性質を効果的に利用するとともに、排ガス系統の見直しなども含めて1次アルゴンガス系設備の一部の設計の変更を検討した。

プラント設備の運用を設備設計の進捗と共に詳細化することにより、例えば、使用済燃料の冷却貯蔵手順を詳細化することによる炉外燃料貯蔵設備の変更、メンテナンス手順を見直すことによるメンテナンス冷却設備の2次冷却系に関する設備の変更、保守の見直しによる1次ナトリウム補助系のコールドトラップ基数の変更などを検討した。

プラント全体に関するエンジニアリングモデルを活用した機器据付けや配管引き回しの詳細配置計画等とその設備設計への反映から2次主冷却系循環ポンプの揚程変更を、また、最新の工業技術の採用により2次主冷却系循環ポンプの速度制御装置のMFG方式からサイリスタ方式への変更を検討した。

さらに軽水炉の最新の動向も踏まえて液体廃棄物の固化処理設備としてプラスチック固化方式の採用を検討した。

また、これらの設備変更に伴う換気空調設備の変更、配置レイアウトの一部の変更等についても検討した。

次章以降では、これらの設備の具体的な設計の変更点、変更が可能と判断できる基となる研究開発の成果及び検討内容、更に必要に応じて安全評価の概略を述べる。

2. コンクリート冷却設備

2.1 概 要

ナトリウム漏えい事故時の建物・構築物の健全性を確保するための基本設計段階での確認事項を検討し、コンクリート構造に関する試験・研究の成果を評価反映した。合わせて、ナトリウム漏えい事故時の漏えい量抑制対策を実施し、ナトリウム漏えい事故の解析条件を設計の進捗及び解析技術の向上をとり入れて詳細化した。

以上の検討により、ナトリウム漏えい事故に対し、コンクリート冷却設備を設けなくても建物・構築物の健全性が確保できる見通しが得られた。また、放射性物質の放出量も十分低く抑制できることが確認された。

2.2 コンクリート構造物の健全性

- (1) 1次冷却材漏えい事故時の状態においては、事故室を構成するコンクリート構造物（建物・構造物）はナトリウム漏えいに伴う熱的影響により温度が上昇する。

コンクリート構造物の一部に温度上昇が生じると、コンクリートの熱膨張により構造物内に熱応力が発生するとともに、昇温に伴うコンクリート自体の物性変化（例えば強度劣化）が考えられる。

特に、1次冷却材漏えい事故に対し、コンクリート冷却設備を作動させない場合には、その熱的影響が長期間に及び、コンクリートの物性変化については、高温継続時間を考慮する必要があるとともに、長期的な熱影響下において発生を想定すべき地震についても考慮する必要がある。

- (2) 以上の条件に対し、次の方針により検討を行う。

(i) コンクリートの熱膨張に伴う熱応力は、事故時のコンクリート温度が適切な値以下に抑制されることを解析により確認し、詳細設計での成立の見通しを得ることとする。

(ii) コンクリートは、主として圧縮応力を分担するように設計されることから、コンクリートの昇温に伴う物性変化として、圧縮強度の変化を実験的に調べ、顕著な低下がないことを確認することとする。

(iii) 長期的な熱影響下における地震荷重に対しては、長期的な圧縮強度の変化の確認と合わせ、建物の剛性の観点から、昇温時のコンクリートの弾性係数についても実験的に調べ、適切に対処しうる範囲内の変化であることを確認することとする。

この際、建物・構築物の剛性は、構造体全体で決まり、漏えいナトリウムによる熱的影響は局所的であることも配慮する。

(iv) 建物・構築物の健全性は、詳細設計段階においては、コンクリートの温度による物性変化を考慮しつつ、耐震A₂クラスの建物・構築物の基準地震動S₂に対する許容限界に準じ、各部材の終局耐力に対する余裕を評価することにより、確認することとする。

したがって、基本設計段階においては、詳細設計への見通しを得る観点から、コンクリート構造物の終局耐力を決定する一環として(i)～(iii)の確認を行っていく必要がある。

2.3 コンクリート構造に関する試験・研究

2.3.1 他機関における試験・研究の調査

コンクリートの特性については、加熱温度、加熱期間、シール状態、骨材の種類、セメントの種類等多数のパラメータにより左右されるため、できるだけ「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故の条件に近い加熱条件の試験・研究の結果について既存のデータを調査した。第2-1表から第2-5表に調査結果の概要を示す。

(1) 圧縮強度に関する主な結論

80℃～250℃程度で28日～91日程度の加熱試験の結果によると、圧縮強度について次のようなことが読み取れる。

- (i) 使用骨材、水セメント比等の影響もあるが、一般的に強度は常温条件のものと同等又は増加するものが多い。低下する場合は、前養生の条件が主たる原因と考えられ、十分養生を行えば、最大約10%の低下に抑えられる。
- (ii) シール状態による影響については、加熱中シール条件のデータは少ないが、加熱中アンシールより加熱による強度低下は少ないか又は強度増加が多い傾向がみとめられる。
- (iii) 加熱期間の影響は、短期間（7日程度）では強度増加、それ以上で強度低下の傾向が認められるものが多いが、90日までは加熱しない場合の強度を下回することは少ない。

(2) 弾性係数に関する主な結論

圧縮強度と同様の条件についての加熱試験結果によると、弾性係数については次のようなことが読み取れる。

- (i) 弾性係数は、室温から温度が上昇するに従って一般的に低下することが認められる。
- (ii) シールの状態による影響については、加熱中シール条件のデータは少ないが、加熱中アンシール条件の場合、弾性係数の低下は少ない傾向がみとめられる。
- (iii) 加熱期間の影響は、圧縮強度の場合より少なく、一般に加熱開始後短期間に低下した後、ほぼ一定となることがみとめられる。

2.3.2 コンクリートの高温強度試験

「もんじゅ」で使用が予定される骨材を使用し、実際の工事条件を勘案したコンクリートについて、圧縮強度及び弾性係数に対する温度の影響を把握するための試験を行った。

(1) 試験条件

試験条件は、第2-6表及び第2-20図に示すとおりである。

試験に使用したコンクリートの調合は第2-7表に示すとおりである。なお、使用した骨材（硬質砂岩）は「もんじゅ」で使用が予定される福井県産のものを用いた。また、調合も「もんじゅ」の実際の工事条件を勘案して定めたものである。

(2) 試験の結果

圧縮強度及び弾性係数に関する試験結果を第2-21図及び第2-22図に示す。この試験により、次のことが明らかになった。

- (i) 今回加熱した供試体で加熱期間中に温度の影響によりコンクリートが破損したものは皆無であった。
- (ii) コンクリートの各種の強度特性値への高温加熱の影響は、加熱中のコンクリート含有水分量の違いによって異なる。
- (iii) 加熱中アンシールでは、物性変化は、加熱開始材令、加熱温度、加熱前養生条件によらず、加熱のごく初期でのコンクリート中からの水分損失の進行の停止によりほとんど決定され、加熱期間の経過に伴う変化はほとんどない。
- (iv) 加熱中シールでは、加熱温度により加熱期間の物性変化の様子が異なる。加熱温度110℃では、加熱のごく初期で加熱前に比べわずかに強度が低下するが、その後時間が経過するに伴い強度が増加する。一方、加熱温度175℃では、加熱期間7日までは強度が増加するが、その後強度は漸減する。
- (v) この性状は加熱前養生条件、加熱開始材令が違っててもほぼ同様である。
また、(iii)、(iv)の性状は強度特性値の別によらずほぼ同様である。
- (vi) 加熱によって強度特性値の低下が見られるものは、加熱中アンシールのものに多い。
- (vii) 圧縮強度は加熱中のコンクリート含有水分量によらず、加熱前に比べほとんど低下しない。
- (viii) 弾性係数は、加熱中シールではほとんど低下しないが、加熱中アンシールの場合、最大約40%加熱前に比べ低下する。

- (ix) 強度特性値への冷却後の経過時間の影響についても、コンクリート中の水分の影響が認められ、シールでは強度が同等かそれ以上になるのに対し、アンシールでは、同等か、それ以下になっている。ただし、その影響はわずかである。
- (x) 今回の試験結果によると加熱後の強度特性値に与える試験時温度の影響（常温試験と熱間試験の差）はほとんどみとめられなかった。

2.4 ナトリウム漏えい量抑制対策

ナトリウム漏えい量抑制対策の一貫として、原子炉容器に常時ナトリウムを汲上げている1次ナトリウムオーバフロー系は、下記の如く設計する。

- (1) 汲上げに使用される2台の電磁ポンプ出口部には各々遠隔操作弁、逆止弁を設け、万一のナトリウム漏えい時には、系統が小区間に仕切れるようにし、ナトリウム漏えい量の抑制をはかる。
- (2) 1次ナトリウムオーバフロー系のオーバフロータンクの機能のうち、ナトリウムドレン時の貯留機能を分離してダンプタンクを1基増設することにより、オーバフロータンクの容量を削減し、オーバフロー系配管破損時の過度な漏えいを抑制する。
- (3) ナトリウム漏えい事故が生じた場合、ナトリウム漏えい検出器でナトリウム漏えいを早期に検出して中央制御室に警報を発する。さらに、1次ナトリウムオーバフロー系のオーバフロータンクの液位が異常に低下した場合には、オーバフロータンク内の液面計でナトリウムの漏えいを検出し、警報を発し、運転員に注意を喚起する。これらの警報に基づき、運転員は、1次ナトリウムオーバフロー系の電磁ポンプを停止させる等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (4) ナトリウム漏えい量が増加した場合「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」及び「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により原子炉は自動停止される。

また、「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」及び「原子炉容器ナトリウム液位低低」信号により、1次ナトリウムオーバフロー系の電磁ポンプによる汲上げを自動的に停止するとともに、電磁ポンプ出口の弁等を自動的に閉鎖することにより、ナトリウムの漏えいを停止させる。

以上のような設計により、オーバフロー系配管破損時のナトリウム漏えい量は、最大70 m³に抑制することができる。

図2-23図に1次ナトリウムオーバフロー系を含む1次ナトリウム補助設備の概略系統を示す。

2.5 ナトリウム漏えい事故解析

設計の詳細化及び解析技術の向上による解析手法の詳細化及びナトリウム漏えい量の抑制対策を考慮し、コンクリート冷却設備を作動させない条件で、ナトリウム漏えい事故の解析を行った。

詳細化した解析手法は、次のとおりである。

- (1) 1次冷却材漏えい事故におけるホットレグ破損解析とコールドレグ破損解析の分離
- (2) 同じく、原子炉トリップを考慮した漏えいナトリウム温度の過渡変化の考慮
- (3) 換気空調設備の運転条件を考慮した雰囲気及びコンクリートの初期温度の設定
- (4) エアロゾルプレートアウト挙動と放射性物質移行挙動の一括評価
- (5) 放射性物質移行率の詳細評価

2.5.1 1次冷却材漏えい事故

2.5.1.1 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、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリの配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事故として考える。

配管破損の形態として、1次主冷却系配管における割れ状の漏えい口、又は1次主冷却系配管に接続するドレン系統等の小口径配管における最大規模の漏えい口を想定する。

この事故によって、1次冷却材及びその炉心流量が減少し、炉心の冷却に悪影響を与える可能性がある。また、漏えいしたナトリウムの顕熱及び燃焼熱によって、原子炉容器室又は1次主冷却系室の雰囲気温度あるいはライナの温度が上昇しライナに悪影響を与える可能性があるとともに、原子炉格納容器の内圧及び温度が上昇し、漏えいしたナトリウムとともに原子炉容器室内に放出された放射性物質の一部が原子炉格納容器外へ漏えいする可能性がある。

この場合、1次冷却材の漏えいを早期に検出して、原子炉を停止し、冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して、炉心の冷却を維持することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、ナトリウムの燃焼抑制対策により、ライナの過度の温度上昇は防止され、また、原子炉格納容器の温度、圧力が過度に上昇することも防止され、周辺公衆への著しい放射線の被ばくのリスクを与えることなく事故を終止できる。

(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) 1次主冷却系の機器、配管の材料選定、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) 1次主冷却系の機器、配管には、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) 1次主冷却系の配管は、エルボを用いて引きまわし、十分な撓性を備えたものとする。
- (iv) 冷却材温度変化による熱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) 1次主冷却系の機器、配管は、設計地震力に十分耐えるように設計する。
- (vi) 1次冷却材の純度管理により、腐食を防止する。

(vii) 1次主冷却系の機器、配管は、内部の冷却材流速が適切で、過大な圧力損失や侵食のおそれのない設計とする。

(viii) 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に備え、原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、配管にはナトリウム漏えい検出器を設置する。

さらに原子炉容器及びオーバフロータンクには液面計を設置し、ナトリウム漏えいを確実に検出し警報を発する。

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ことができる。さらに、ナトリウム漏えい量が増加した場合、ガードベッセル内でのナトリウム漏えいに対しては、「ガードベッセル内漏えいナトリウム液位高」信号により、その他の場所でのナトリウム漏えいに対しては各部屋の床面付近に設置された温度計により発せられる「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」信号により原子炉は自動停止する。また、原子炉の液位が異常に低下した場合には「原子炉容器ナトリウム液位低」信号によって原子炉は自動停止する。原子炉の自動停止に際してはディーゼル発電機起動信号及び補助冷却設備起動信号が発せられ、その後は補助冷却設備空気冷却器及びポニーモータによるポンプの低速運転により炉心の冷却を行う。

以上の措置により、炉心の損傷を招くことなく、事故を終止できる。

(ix) 1次主冷却系の機器、配管で万一ナトリウム漏えいがあった場合においても、1次冷却材の循環に支障をきたすことなく安全に炉心の冷却が行えるように、原子炉容器出口ノズルの上端より上方に適切な余裕をもって最低限保持されなければならない液位（エマージェンシ・レベルと呼ぶ）を規定し、この液位以上に原子炉容器内ナトリウム液位が保持されるように設計する。そのため次のような対策を講じる。

(a) 1次主冷却系の機器、配管は原則として前記のエマージェンシ・レベルより上方の基準高さ以上に配置する。この1次主冷却系の機器、配管の配置の基準高さは、ポンプの吐出圧等の効果を考慮して決め、システム・レベルと呼ぶ。

(b) やむを得ずシステム・レベル以下に配置する機器あるいは配管については、ガードベッセルを設置してその中に配置する。ガードベッセルの上端の縁の高さはシステム・レベル以上になるようにするとともに、ガードベッセルの空間容積を1次冷却材漏えい時に原子炉容器内ナトリウム液位がエマージェンシ・レベル以上に保持できる容積以下に制限する。

(c) 原子炉容器内ナトリウム液位が整定後、さらに温度変化による1次冷却材の体積変

化があった場合には、適切な汲上流量及び貯留容量を有する1次ナトリウムオーバーフロー系により、原子炉容器内ナトリウム液位をエマージェンシ・レベル以上に保持する設計とする。

- (d) 1次主冷却系に接続された充填ドレン管等については、システム・レベル以上の位置に通常時閉の止め弁を設置する等の対策を講じる。
- (x) 漏えいしたナトリウムの熱的影響を緩和するため、次のような対策を講じる。
 - (a) 原子炉容器室及び1次主冷却系室内は低酸素濃度の窒素雰囲気を保つことにより、ナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を抑制する。
 - (b) 漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するために、床面等に鋼製のライナあるいは貯留槽を設置する。
 - (c) 原子炉容器室において、ガードベッセル外の配管部から漏えいしたナトリウムは、配管まわりに設置したおおいによりガードベッセル内に導き、さらにガードベッセルからの溢分がある場合には溢流管により貯留槽に収納し、長期的に保持する。
 - (d) 1次主冷却系室において、ガードベッセル外の配管部から漏えいしたナトリウムは中間床の開口部を介して下部室の床ライナ上に貯留し、長期的に保持する。
- (xi) 原子炉格納容器雰囲気中へ放射性物質が万一漏えいした場合においても、「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」、「ガードベッセル内漏えいナトリウム液位高」、「原子炉容器ナトリウム液位低低」及び「原子炉格納容器床上雰囲気放射能高」信号により原子炉格納容器の隔離等がおこなわれる。原子炉格納容器は気密性が高く、またわずかにアニュラス部へ漏えいした放射性物質はアニュラス部が常時負圧に維持されているため、直接大気中へ漏えいすることはない。

さらにアニュラス循環排気装置はアニュラス部の空気を浄化再循環させるとともに浄化した空気の一部を排気筒より放出する。

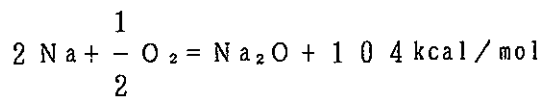
2.5.1.2 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

事故時の経過は、計算コードSPRAY-II及びSOFIRE-MIIを用いて、1次主冷却系室における1次冷却材漏えい事故時のナトリウム燃焼量、雰囲気温度及び原子炉格納容器内の圧力、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、ナトリウムが漏えいして当該室のライナ上に溜まるものとする。
- (ii) 破損位置はホットレグ（中間熱交換器入り口）配管，コールドレグ（1次主冷却系循環ポンプ出口）配管についてそれぞれ解析する。
- (iii) オーバフロー系によるナトリウム汲上げの影響は，漏えい量が最大となるよう考慮する。
- (iv) 室内の初期酸素濃度は設計条件 2 v / o に余裕をみて 3 v / o とする。
- (v) 室内は内外圧差 1 0 0 mmAq に対して 100 % / d の通気率があるものとする。
また，外部は空気雰囲気とする。
- (vi) 漏えいナトリウムと酸素との反応式は，



とする。

(2) 解析結果

(i) ホットレグ配管破損

第 2 - 2 4 図，第 2 - 2 5 図及び第 2 - 2 6 図に 1 次主冷却系室の温度変化を，また第 2 - 2 7 図に原子炉格納容器の内圧及び温度変化を示す。

漏えいナトリウムが落下する中間床鋼板及び貯留される床ライナの最高温度はそれぞれ約 4 5 0 °C 及び約 4 2 0 °C であり，設計温度 5 3 0 °C 以下にとどまる。建物コンクリートの最高温度は約 1 2 0 °C であり，また事故発生 3 0 日後には，約 9 0 °C に低下する。

原子炉格納容器の内圧上昇は約 0 . 0 4 0 kg / cm² であり最高使用圧力 0 . 5 kg / cm² G を十分下まわる。また，温度上昇もわずかであり，原子炉格納容器の健全性が問題になることはない。

この場合のナトリウム燃焼量は約 2 . 6 ton である。

(ii) コールドレグ配管破損

第 2 - 2 8 図，第 2 - 2 9 図及び第 2 - 3 0 図に 1 次主冷却系室の温度変化を，また第 2 - 3 1 図に原子炉格納容器の内圧及び温度変化を示す。

漏えいナトリウムが落下する中間床鋼板及び貯留される床ライナの最高温度はそれぞれ約 4 2 0 °C 及び約 4 4 0 °C であり，設計温度 5 3 0 °C 以下にとどまる。建物コンクリートの最高温度は約 1 2 0 °C であり，また事故発生 3 0 日後には，約 9 0 °C に低下する。

原子炉格納容器の内圧上昇は約 0 . 0 4 5 kg / cm² であり最高使用圧力 0 . 5 kg / cm² G を

十分下まわる。また、温度上昇もわずかであり、原子炉格納容器の健全性が問題になることはない。

この場合のナトリウム燃焼量は約 2.9 ton である。

なお、原子炉容器室において、ナトリウムの漏えい事故が生じた場合には、漏えいナトリウムは配管まわりのおおいにより、外部を断熱材におおわれたガードベッセル及び貯留槽に導かれ、長期間保持される。したがって、漏えいナトリウムによる熱的影響が問題になることはない。

2.5.1.3 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止対策及び設計上の考慮により、1次主冷却系からのナトリウム漏えいは極めて考えにくい。が、原子炉格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、ホットレグ破損及びコールドレグ破損の両ケースについて、エアロゾル挙動解析コード ABC を用いて、以下の条件により評価する。

(i) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。

(ii) 通常運転時に 1% の燃料欠陥率を想定する。

(iii) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出される核分裂生成物の量は、

希ガス 漏えいナトリウム中の全量及び原子炉格納容器内 1 次アルゴンガス中の全量

よう素 燃焼ナトリウム中の全量及び原子炉格納容器内 1 次アルゴンガス中の全量

とする。

(iv) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出されたよう素のうち、95% はエアロゾルの形態をとり、残り 5% はエアロゾルの形態をとらないものとする。

(v) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出されたエアロゾル状よう素についてはプレートアウト等による減衰を考慮する。

非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。

(vi) 漏えいナトリウムを貯留する部屋から原子炉格納容器床上への漏えい率は、内外圧差 100 mm A q に対して 100% / d の通気率であるものとして事故時圧力により換算する。

(vii) 原子炉格納容器床上へ漏えいしたエアロゾル状よう素はプレートアウト等による減衰を考慮する。

非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。

(viii) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器圧力に対応する漏えい率を下まわらない値とする。

(ix) 原子炉格納容器からの漏えいは97%がアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部外に生じるものとする。

(x) アニュラス循環排気装置のよう素用フィルタユニットのよう素除去効率は99%とする。

ただし、よう素用フィルタユニットへの系統切替え達成までを10分間とし、その間のよう素除去効果は考慮しないものとする。

(xi) 原子炉格納容器内の放射能による直接線量及びスカイシャイン線量については原子炉格納施設のしゃへい効果を考慮して評価する。

(xii) 事故の評価期間は原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視出来る程度に低下する迄の期間として、30日とする。

(xiii) 環境への核分裂生成物の放出は排気筒より行われるものとする。

(xiv) 被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に示された考え方に従って、現地における1年間の観測結果から求めた濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

大気中に放出された核分裂生成物の量は上記条件により評価し、それらによる被ばく線量並びに原子炉格納容器内放射能による直接線量及びスカイシャイン線量は「2.5.4.1 1次冷却材漏えい事故(重大事故相当)」と同様な方法により評価する。

(2) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、1次冷却材漏えい事故を想定した場合大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

	ホットレグ破損	コールドレグ破損
よう素 (I-131等価)	: 約 0.019 Ci	, 約 0.022 Ci
希ガス (ガンマ線0.5MeV換算)	: 約 94 Ci	, 約 97 Ci

となる。

計算の結果、敷地境界外における最大の被ばく線量は、コールドレグ配管破損の場合であ

り、

小児甲状腺被ばく線量 : 約 0.00016 rem

ガンマ線による全身被ばく線量 : 約 0.0033 rem

となる。

2.5.2 1次ナトリウム補助設備漏えい事故

放射性物質を含むナトリウムが漏えいする可能性がある事故として、下記の事象を想定し評価を行う。

- (1) 1次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンクからのナトリウム漏えい
- (2) 1次ナトリウムオーバフロー系からのナトリウム漏えい
- (3) 1次ナトリウム純化系コールドトラップからのナトリウム漏えい

ただし、原子炉容器に接続される1次ナトリウム補助設備の配管は、通常時閉の止め弁を設置するか又は原子炉容器のノズルをシステムレベル以上に配置することにより、万一、1次ナトリウム補助設備でナトリウム漏えいが生じた場合にも1次主冷却系による炉心冷却が損なわれることのないように設計する。

また、1次ナトリウム補助設備の配管で原子炉容器を除く1次主冷却系の機器、配管に接続されているものには通常時閉の止め弁を設置し、万一、1次ナトリウム補助設備でナトリウム漏えいが生じた場合にも1次主冷却系による炉心冷却が損なわれることのないように設計する。

以上により、1次ナトリウム補助設備でナトリウム漏えいが生じた場合にも炉心の冷却は支障なく行われる。

2.5.2.1 ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故

(1) 事故原因及び防止対策

この事故は、メンテナンス時に1次主冷却系室を空気雰囲気に置換した状態で何らかの原因により1次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンクから放射性物質を含んだナトリウムが漏えいする事故として考える。

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) 1次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンク及びその接続配管の材料の選定、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するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えい事故の起こる可能性を少なくする。
- (ii) 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事故が生じた場合にも、雰囲気を外気とシャ断し、ナトリウムの燃焼量を抑制できるようにする。このためダンプタンクにナトリウムをドレンし、かつ、雰囲気を空気に置換した場合には、当該室のドアは常時閉とする。また、ナトリウム漏えい検出器でナトリウム漏えいを早期に検出して中央制御室に警報を発するとともに、火災感知器等によりナトリウム燃焼を検知して、当該室の霧

囲気しゃ断弁を閉じる設計とする。

また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するために、床面等に鋼性のライナを設置する。

- (iii) 原子炉格納容器雰囲気中に放射性物質が漏えいした場合においても、「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」及び「原子炉格納容器床上雰囲気放射能高」信号により、原子炉格納容器の隔離が行われ、大気中に放出される放射性物質の量は抑制される。

(2) 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

- (i) 事故時の経過は、計算コードSOFIRE-MIIを用いて、1次主冷却系室における冷却材漏えい事故時のナトリウム燃焼量、雰囲気温度および原子炉格納容器の内圧、温度の時間的変化を解析する。

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、解析条件をつぎのように仮定する。

- (a) 原子炉停止中に、1次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンクからナトリウムが漏えいして当該室の床ライナ上に溜まるものとする。
- (b) ナトリウムの漏えい量は200 m³、その温度は200℃とする。
- (c) 室内の初期酸素濃度は21 v/o(空気雰囲気)であるとする。
- (d) 室内は内外圧差100 mmAqに対して100%/dの通気率があるものとする。

また、外部は空気雰囲気とする。

(ii) 解析結果

第2-32図に1次主冷却系室の温度変化を、また、第2-33図に原子炉格納容器の内圧及び温度変化を示す。

ナトリウムを貯留する床ライナの最高温度は約290℃であり、設計温度530℃を十分下まわる。

原子炉格納容器の内圧上昇は約0.004 kg/cm²であり、最高使用圧力0.5 kg/cm²Gを十分下まわる。また、温度上昇もわずかであり、原子炉格納容器の健全性が問題になることはない。

この場合のナトリウム燃焼量は約4.2 tonである。

(3) 被ばく評価

(i) 評価条件

上記の防止対策及び設計上の考慮により、1次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンク

からのナトリウム漏えいは極めて考えにくいが、原子炉格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、エアロゾル挙動解析コードABCを用いて以下の条件により評価する。

- (a) 原子炉停止直前まで、原子炉は定格出力の102%で長期にわたって運転されていたものとする。
- (b) 通常運転時に1%の燃料欠陥率を想定する。
- (c) 外部電源は使用できないものとする。
- (d) 原子炉停止後10日の時点で、ナトリウム漏えいを想定する。
- (e) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出される核分裂生成物の量は、
希ガス 漏えいナトリウム中の全量及び原子炉格納容器内1次アルゴンガス中の全量
よう素 燃焼ナトリウム中の全量及び原子炉格納容器内1次アルゴンガス中の全量
とする。ここで漏えいナトリウム量は200 m³、燃焼ナトリウム量は4.2 ton とする。
- (f) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出されたよう素のうち、95%はエアロゾルの形態をとり、残り5%はエアロゾルの形態をとらないものとする。
- (g) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出されたエアロゾル状よう素については、プレートアウト等による減衰を考慮する。
- (h) 漏えいナトリウムを貯留する部屋から原子炉格納容器内床下への漏えい率は、内外圧差100 mm Aqに対して100%/dの通気率であるものとして事故圧力により換算する。
- (i) 原子炉格納容器内床上へ漏えいしたエアロゾル状よう素はプレートアウト等による減衰を考慮する。
非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。
- (j) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器圧力に対応する漏えい率を下まわらない値とする。
- (k) 原子炉格納容器からの漏えいは97%がアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部外に生じるものとする。
- (l) アニュラス循環排気装置のよう素用フィルタユニットのよう素除去効率は99%とする。

ただし、よう素用フィルタユニットへの系統切換え達成までを10分間とし、その間

のよう素除去効果は考慮しないものとする。

- (m) 原子炉格納容器内の放射能による直接線量及びスカイシャイン線量については原子炉格納施設のしゃへい効果を考慮して評価する。
- (n) 事故の評価期間は原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視出来る程度に低下するまでの期間として、30日とする。
- (o) 環境への核分裂生成物の放出は排気筒より行われるものとする。
- (p) 被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に示された考え方に従って、現地における1年間の観測結果から求めた相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

大気中に放出される核分裂生成物の量は上記条件により評価し、それによる被ばく線量並びに原子炉格納容器内放射能による直接線量及びスカイシャイン線量は「2.5.1 1次冷却材漏えい事故」と同様な方法により評価する。

(ii) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、1次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンクからのナトリウム漏えい事故を想定した場合、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

よう素 (I-131 等価) : 約 0.0080 Ci

希ガス (ガンマ線 0.5 MeV 換算) : 約 0.023 Ci

となる。

計算の結果、敷地境界外における最大の被ばく線量は、

小児甲状腺被ばく線量 : 約 0.000061 rem

ガンマ線による全身被ばく線量 : 約 0.000020 rem

となる。

2.5.2.2 オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故

(1) 事故原因及び防止対策

この事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因により1次ナトリウムオーバフロー系から放射性物質を含んだナトリウムが漏えいする事故として考える。

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) 1次ナトリウムオーバフロー系の配管及び機器の材料の選定、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するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えいの起こる確率を少なくする。
- (ii) 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事故が生じた場合、ナトリウム漏えい検出器でナトリウムの漏えいを早期に検出して中央制御室に警報を発する。さらに、1次ナトリウムオーバフロー系のオーバフロータンクの液位が異常に低下した場合には、オーバフロータンク内の液面計でナトリウムの漏えいを検出し、警報を発し、運転員に注意を喚起する。これらの警報に基づき、運転員は、1次ナトリウムオーバフロー系の電磁ポンプを停止させる等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (iii) ナトリウム漏えい量が増加した場合「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」及び「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により原子炉は自動停止される。
また、「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」及び「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により、1次ナトリウムオーバフロー系の電磁ポンプによる汲上げを自動的に停止するとともに、原子炉格納容器の隔離が行われ、大気中に放出される放射性物質の量は抑制される。
- (iv) 1次ナトリウムオーバフロー系の機器、配管を設置する室は低酸素濃度の窒素雰囲気を保つことにより、ナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を抑制する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するために、床面等に鋼性のライナを設置する。

(2) 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(i) 解析条件

事故時の経過は、計算コードSPRAY-II及びSOFIRE-MIIを用いて、1次ナトリウムオーバフローポンプ室における冷却材漏えい事故時のナトリウム燃焼量、雰囲気温度および原子炉格納容器の内圧、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。

- (a) 原子炉出力運転中に、1次ナトリウムオーバフロー系配管からナトリウムが漏えいして1次主冷却系室の床ライナ上に溜まるものとする。
- (b) ナトリウムの漏えい量は70 m³、その温度は531℃とする。
- (c) 室内の初期酸素濃度は設計条件2 v/oに余裕をみて3 v/oとする。
- (d) 室内は内外圧差100 mmAqに対して100% / dの通気率があるものとする。また、外部は空気雰囲気とする。

(ii) 解析結果

第2-34図に1次主冷却系室の温度変化を、また第2-35図に原子炉格納容器の内圧及び温度変化を示す。

漏えいナトリウムが貯留される床ライナの最高温度は約450℃であり、設計温度530℃以下にとどまる。

原子炉格納容器の内圧上昇は約0.018 kg/cm²であり、最高使用圧力0.5 kg/cm²Gを十分下まわる。また、温度上昇もわずかであり、原子炉格納容器の健全性が問題になることはない。

この場合のナトリウム燃焼量は約1.6 tonである。

(3) 被ばく評価

(i) 評価条件

上記の防止対策及び設計上の考慮により、1次ナトリウムオーバフロー系からのナトリウム漏えいは極めて考えにくいと見做すが、原子炉格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、エアロゾル挙動解析コードABCを用いて以下の条件により評価する。

- (a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長期間にわたって運転されていたものとする。
- (b) 通常運転時に1%の燃料欠陥率を想定する。
- (c) 外部電源は使用できないものとする。
- (d) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出される核分裂生成物の量は、

希ガス 漏えいナトリウム中の全量及び原子炉格納容器内1次アルゴンガス中の全量

よう素 燃焼ナトリウム中の全量及び原子炉格納容器内1次アルゴンガス中の全量

とする。ここで、漏えいナトリウム量は 70 m^3 、燃焼ナトリウム量は 1.6 ton とする。

(e) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出されたよう素のうち、95%はエアロゾルの形態をとり、残り5%はエアロゾルの形態をとらないものとする。

(f) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出されたエアロゾル状よう素については、プレートアウト等による減衰を考慮する。

非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。

(g) 漏えいナトリウムを貯留する部屋から原子炉格納容器内床上への漏えい率は、内外圧差 100 mmAq に対して $100\% / \text{d}$ の通気率であるものとして事故時圧力により換算する。

(h) 原子炉格納容器内床上へ漏えいしたエアロゾル状よう素はプレートアウト等による減衰を考慮する。

非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。

(i) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧力に対応する漏えい率を下まわらない値とする。

(j) 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部外に生じるものとする。

(k) アニュラス循環排気装置のよう素用フィルタユニットのよう素除去効率は99%とする。

ただし、よう素用フィルタユニットへの系統切換え達成までを10分間とし、その間のよう素除去効果は考慮しないものとする。

(l) 原子炉格納容器内の放射能による直接線量及びスカイシャイン線量については原子炉格納施設のしゃへい効果を考慮して評価する。

(m) 事故の評価期間は原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視出来る程度に低下するまでの期間として、30日とする。

(n) 環境への核分裂生成物の放出は排気筒より行われるものとする。

(o) 被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に示された考え方に従って、現地における1年間の観測結果から求めた相対濃度 (χ / Q) 及び相対線量 (D / Q) を用いる。

大気中に放出される核分裂生成物の量は上記条件により評価し、それによる被ばく線量並びに原子炉格納容器内放射能による直接線量及びスカイシャイン線量は「2.5.1 1次冷却材漏えい事故」と同様な方法により評価する。

(ii) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、1次ナトリウムオーバフロー系からのナトリウム漏えい事故を想定した場合、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

よう素 (I-131 等価) : 約 0.0091 Ci

希ガス (ガンマ線 0.5 MeV 換算) : 約 68 Ci

となる。

計算の結果、敷地境界外における最大の被ばく線量は、

小児甲状腺被ばく線量 : 約 0.000069 rem

ガンマ線による全身被ばく線量 : 約 0.0016 rem

となる。

2.5.2.3 コールドトラップからのナトリウム漏えい事故

(1) 事故原因及び防止対策

この事故は、原子炉の出力運転中に何らかの原因により1次ナトリウム純化系のコールドトラップから放射性物質を含んだナトリウムが漏えいする事故として考える。

この事故を防止し、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) 1次ナトリウム純化系の配管及び機器の材料の選定、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するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、破損や漏えいの起こる確率を少なくする。
- (ii) 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事故が生じた場合、ナトリウム漏えい検出器でナトリウムの漏えいを早期に検出して中央制御室に警報を発する。さらに、1次ナトリウムオーバーフロー系のオーバーフロータンクの液位が異常に低下した場合には、オーバーフロータンク内の液面計でナトリウムの漏えいを検出し、警報を発し、運転員に注意を喚起する。これらの警報に基づき、運転員は、電磁ポンプを停止させる等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (iii) ナトリウム漏えい量が増加した場合「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」及び「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により原子炉は自動停止される。
また、「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」及び「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により、1次ナトリウムオーバーフロー系の電磁ポンプによる汲上げを自動的に停止するとともに、原子炉格納容器の隔離が行われ、大気中に放出される放射性物質の量は抑制される。
- (iv) 1次ナトリウム純化系の機器、配管を設置する室は低酸素濃度の窒素雰囲気を保つことにより、ナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を抑制する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するために、床面等に鋼性のライナを設置する。

(2) 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(i) 解析条件

事故時の経過は、計算コードSPRAY-II及びSOFIRE-MIIを用いて、1次ナトリウム純化系室における冷却材漏えい事故時のナトリウム燃焼量、雰囲気温度および原子炉格納容器の内圧、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。

- (a) 原子炉出力運転中に、1次ナトリウム純化系配管からナトリウムが漏えいして当該室の床ライナ上に溜まるものとする。
- (b) ナトリウムの漏えい量は 70 m^3 、その温度は $531\text{ }^\circ\text{C}$ とする。
- (c) 室内の初期酸素濃度は設計条件 2 v/o に余裕をみて 3 v/o とする。
- (d) 室内は内外圧差 100 mmAq に対して 100 \% / d の通気率があるものとする。また、外部は空気雰囲気とする。

(ii) 解析結果

1次ナトリウム純化系室での漏えいに関して、第2-36図に1次ナトリウム純化系室の温度変化を、また第2-37図に原子炉格納容器の内圧及び温度変化を示す。

漏えいナトリウムが貯留される床ライナの最高温度は約 $500\text{ }^\circ\text{C}$ であり、設計温度 $530\text{ }^\circ\text{C}$ 以下にとどまる。

原子炉格納容器の内圧上昇は約 0.030 kg / cm^2 であり、最高使用圧力 $0.5\text{ kg / cm}^2\text{ G}$ を十分下まわる。また、温度上昇もわずかであり、原子炉格納容器の健全性が問題になることはない。

この場合のナトリウム燃焼量は約 0.9 ton である。

(3) 被ばく評価

(i) 評価条件

上記の防止対策及び設計上の考慮により、1次ナトリウム純化系からのナトリウム漏えいは極めて考えにくいだが、原子炉格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、エアロゾル挙動解析コードABCを用いて以下の条件により評価する。

- (a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の 102 \% で長期間にわたって運転されていたものとする。
- (b) 通常運転時に 1 \% の燃料欠陥率を想定する。
- (c) 外部電源は使用できないものとする。
- (d) ナトリウム漏えいに伴い、コールドトラップに蓄積されている全体的なよう素が流出するものとする。
- (e) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出される核分裂生成物の量は、

希ガス 漏えいナトリウム中の全量及び原子炉格納容器内1次アルゴンガス中

の全量

よう素 燃焼ナトリウム中の全量及び原子炉格納容器内1次アルゴンガス中の全量

とする。ここで、漏えいナトリウム量は 70 m^3 、燃焼ナトリウム量は 0.9 ton とする。

(f) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出されたよう素のうち、95%はエアロゾルの形態をとり、残り5%はエアロゾルの形態をとらないものとする。

(g) 漏えいナトリウムを貯留する部屋に放出されたエアロゾル状よう素については、プレートアウト等による減衰を考慮する。

非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。

(h) 漏えいナトリウムを貯留する部屋から原子炉格納容器内床上への漏えい率は、内外圧差 100 mmAq に対して $100\%/d$ の通気率であるものとして事故時圧力により換算する。

(i) 原子炉格納容器内床上へ漏えいしたエアロゾル状よう素はプレートアウト等による減衰を考慮する。

非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。

(j) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧力に対応する漏えい率を下まわらない値とする。

(k) 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部外に生じるものとする。

(l) アニュラス循環排気装置のよう素用フィルタユニットのよう素除去効率は99%とする。

ただし、よう素用フィルタユニットへの系統切換え達成までを10分間とし、その間のよう素除去効果は考慮しないものとする。

(m) 原子炉格納容器内の放射能による直接線量及びスカイシャイン線量については原子炉格納施設のしゃへい効果を考慮して評価する。

(n) 事故の評価期間は原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視出来る程度に低下するまでの期間として、30日とする。

(o) 環境への核分裂生成物の放出は排気筒より行われるものとする。

(p) 被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に示された考え方に従って、現地における1年間の観測結果から

求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

大氣中に放出される核分裂生成物の量は上記条件により評価し、それによる被ばく線量並びに原子炉格納容器内放射能による直接線量及びスカイシャイン線量は「2.5.1 1次冷却材漏えい事故」と同様な方法により評価する。

(ii) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、1次ナトリウム純化系からのナトリウム漏えい事故を想定した場合、大氣中へ放出される核分裂生成物の量は、

よう素 (I-131 等価) : 約 0.046 Ci

希ガス (ガンマ線 0.5 MeV 換算) : 約 92 Ci

となる。

計算の結果、敷地境界外における最大の被ばく線量は、

小児甲状腺被ばく線量 : 約 0.00035 rem

ガンマ線による全身被ばく線量 : 約 0.0021 rem

となる。

2.5.3 1次主冷却系配管大口径破損事象

2.5.3.1 事象の説明及び防止対策

(1) 事象の説明

本事象は以下に示すとおり発生頻度は無視し得る程極めて低いが、原子炉出力運転中に1次主冷却系配管の大口径破損が生じ、1次冷却材が流出することを仮定する。

1次主冷却系配管の破損を防止するために下記(2)に示すような防止対策を講じており、次に示すとおり大規模な配管破損が生じることは考えられない。

- (i) 安定な環境条件のため、腐食に起因する破損の可能性は極めて小さい。
- (ii) 荷重制御型応力によって、延性破壊、クリープ破壊等が生じる可能性は極めて小さい。
- (iii) 相対的にいえば、エルボのような応力集中部における熱膨張応力、熱応力等による疲労(クリープ疲労)破損がもっとも注意すべき破損様相である。ただし、この破損様相に対して特に注意した設計方針により設計を行うので、設計条件の下でこれが生じるとは考えられない。
- (iv) 万一、上記(iii)の破損が生じたとしても、それは肉厚を貫通した疲労き裂による冷却材の漏えいという形態をとる。この場合、配管の内圧が低いため、肉厚貫通時点又はそれ以前のき裂から急速な伝播型破断を生じるおそれがないので、漏えい先行型破損(Leak Before Break)の様相が確保され、ナトリウム漏えい検出により事象は安全に終止される。

このような配管破損の様相に鑑み、1次主冷却系配管において大口径破損事象が発生する頻度は無視し得る程極めて低いが、ここでは炉心の大きな損傷に至る可能性を有する事象として選定し評価を行う。

この場合、1次冷却材の流出は早期に検出され安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して炉心の冷却を維持することにより、大きな炉心の損傷に至ることなく、事象を終止できる。また、ナトリウムの燃焼抑制対策により、ライナの温度が過度に上昇することなく、また原子炉格納容器の温度、圧力が過度に上昇することなく、放射性物質の放散は適切に制御される。

(2) 防止対策

この事象の発生を防止し、また、万一この事象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) 1次主冷却系の機器、配管の材料選定、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) 1次主冷却系の機器、配管には、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) 1次主冷却系の配管は、エルボを用いて引きまわし、十分な撓性を備えたものとする。
- (iv) 冷却材温度による熱応力等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) 1次主冷却系の機器、配管は、設計地震力に十分耐えるように設計する。
- (vi) 1次冷却材の純度管理により、腐食を防止する。
- (vii) 1次主冷却系の機器、配管は、内部の冷却材流速が適切で、過大な圧力損失や侵食のおそれのない設計とする。
- (viii) 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に備え、原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、配管にはナトリウム漏えい検出器を設置する。

さらに原子炉容器及びオーバフロータンクには液面計を設置しナトリウム漏えいを確実に検出し警報を発する。

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ことができる。さらに、ナトリウム漏えい量が増加した場合、ガードベッセル内でのナトリウム漏えいに対しては「ガードベッセル内漏えいナトリウム液位高」信号により、その他の場所でのナトリウム漏えいに対しては各部屋の床面付近に設置された温度計により発せられる「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」信号により原子炉は自動停止する。また、原子炉容器の液位が異常に低下した場合には「原子炉容器ナトリウム液位低」信号によって原子炉は自動停止する。

- (ix) 1次主冷却系の機器、配管で万一ナトリウム漏えいがあった場合においても、1次主冷却系の循環に支障をきたすことなく安全に炉心の冷却を行うのに必要な原子炉容器ナトリウム液位を確保するため、1次主冷却系の機器、配管は原則として高所に配置し、低所の部分にはガードベッセルを設ける。さらに、長期の冷却材の温度変化による体積の減少に対しては、1次ナトリウムオーバフロー系汲上動作により必要な原子炉容器ナトリウム液位を確保する。
- (x) 原子炉容器入口配管のガードベッセル付け根部において、ガードベッセル本体と入口配管部ガードベッセル内空間を仕切る構造を設けることにより、配管破損時に入口配管部ガードベッセル内の漏えいナトリウムの液位を上昇させ、破損口からナトリウムの流出を早期に低減させる。
- (xi) 入口配管部ガードベッセル上端からガードベッセル本体上端に通じるナトリウムの溢流

回収路を設け、入口配管部ガードベッセルから外部に溢れ出るナトリウム量を抑え、ガードベッセル内液位を確保することで長期間にわたる崩壊熱除去を可能とする。

- (xii) 「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により原子炉が自動停止する際に、1次主冷却系循環ポンプに可変速流体継手付MFGセットの回転慣性を付加することにより炉心への冷却材流入量の低下を抑制する。原子炉の自動停止に際しては補助冷却設備起動信号が発せられ、その後は、補助冷却設備空気冷却器及びボニーモータによる1次、2次主冷却系循環ポンプの低速運転により炉心の冷却を行うとともにディーゼル発電機を起動し電源喪失に備える。
- (xiii) 「原子炉容器ナトリウム液位低低」信号により原子炉容器とオーバフロータンクを連絡しているカバーガス連通管止め弁を全閉し、原子炉容器液位低下によるカバーガス圧力の降下を促進することにより、破損口からのナトリウムの流出を抑制する。
- (xiv) 流出したナトリウムの熱的影響を緩和するため、次のような対策を講じる。
- (a) 原子炉容器室及び1次主冷却系室内は低酸素濃度の窒素雰囲気により、ナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を抑制する。
 - (b) 漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するために床面等に鋼製のライナあるいは貯留槽を設置する。
 - (c) 原子炉容器室において、ガードベッセル外の配管部から漏えいしたナトリウムは、配管まわりに設置したおおいにより、ガードベッセル内に導き、さらにガードベッセルからの溢出分がある場合には溢流管により貯留槽に収納し、長期的に保持する。
 - (d) 1次主冷却系室において、ガードベッセル外の配管部から漏えいしたナトリウムは、中間床の開口部を介して下部室の床ライナ上に貯留し、長期的に保持する。
- (xv) 「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」、 「ガードベッセル内漏えいナトリウム液位高」、 「原子炉容器ナトリウム液位低低」、 「原子炉格納容器床上雰囲気放射能高」の各信号により原子炉格納容器の隔離等が行われる。原子炉格納容器は気密性が高く、また、わずかにアニュラス部へ漏えいした放射性物質はアニュラス部が常時負圧に維持されているため、直接大気中へ漏えいすることはない。さらにアニュラス循環排気装置はアニュラス部の空気を浄化再循環させるとともに浄化した空気の一部を排気筒より放出する。

2.5.3.2 流出ナトリウムの熱的影響の解析

(1) 解析条件

事象の解析は計算コードSPRAY-II及びSOFIRE-MIIを用いて行う。解析条件を次のように仮定する。

- (i) 1次主冷却系室上部室に流出したナトリウムの燃焼形態としては流出過程におけるスプレイ化、中間床上及び最終貯留部でのプール形成を考慮するものとする。
- (ii) 室内の初期酸素濃度は3 v/oとする。
- (iii) 流出するナトリウム量は180 m³とし、流出ナトリウム温度は529℃とする。
- (iv) 1次主冷却系室と原子炉格納容器内床上との間の通気率は内外圧力差100 mmAqに対して100% / dの割合とする。

(2) 解析結果

第2-38図に原子炉格納容器の内圧及び温度の時間変化を示す。流出したナトリウムの燃焼量は約2.2 tonである。1次主冷却系室床ライナの最高温度は約510℃であり設計温度530℃以下にとどまる。原子炉格納容器の内圧上昇は、約0.027 kg/cm²であり、最高使用圧力0.5 kg/cm²Gを十分に下回るとともに、温度上昇もわずかであり、従って原子炉格納容器の健全性が損なわれることはない。

2.5.3.3 被ばく評価

(1) 評価条件

原子炉格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、エアロゾル挙動解析コードABCを用いて以下の条件により評価する。

- (i) 1次主冷却系室内に放出される核分裂生成物の量は、希ガスについては全燃料要素ギャップ中内蔵量の10%と漏えいナトリウム中の全量、よう素については全燃料要素ギャップ中内蔵量の10%と漏えいナトリウム中の全量合計のナトリウム燃焼割合分とする。
- (ii) 1次主冷却系室に放出されるよう素のうち、95%はエアロゾルの形態をとり、残り5%はエアロゾルの形態をとらないものとする。
- (iii) 1次主冷却系室及び原子炉格納容器内床上の雰囲気中において、エアロゾル状よう素については、プレートアウト等による減衰を考慮する。
非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。
- (iv) 1次主冷却系室から原子炉格納容器内床上雰囲気中への漏えい率は、内外圧差100 mmAqに対して100% / dの通気率であるものとする。

- (v) 原子炉格納容器からの漏えい率はこの事象時の原子炉格納容器圧力に対応する漏えい率を下まわらない値とする。
- (vi) 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部外から生じるものとする。
- (vii) アニュラス循環排気装置のよう素用フィルタユニットのよう素除去効率は99%とする。また、よう素用フィルタユニットへの系統切換え達成までを10分間とし、その間のよう素除去効果は考慮しないものとする。
- (viii) 原子炉格納容器内の放射能による直接線量及びスカイシャイン線量については原子炉格納施設のしゃへい効果を考慮して評価する。
- (ix) 事象の評価期間は原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視出来る程度に低下するまでの期間として、30日とする。
- (x) 環境への核分裂生成物の放出は排気筒より行われるものとする。
- (xi) 被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に示された考え方に従って、現地における1年間の観測結果から求めた相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

大気中に放出される核分裂生成物の量は上記条件により評価し、それによる被ばく線量並びに原子炉格納容器内放射能による直接線量及びスカイシャイン線量は「2.5.1 1次冷却材漏えい事故」と同様な方法により評価する。

(2) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、1次主冷却系配管大口径破損事象を仮定した場合、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

よう素 (I-131 等価)	:	約 1.0 Ci
希ガス (ガンマ線 0.5 MeV 換算)	:	約 13,000 Ci

となる。

計算の結果、敷地境界外における最大の被ばく線量は、

小児甲状腺被ばく線量	:	約 0.0076 rem
成人甲状腺被ばく線量	:	約 0.0019 rem
ガンマ線による全身被ばく線量	:	約 0.020 rem

となる。

2.5.4 安全評価

「2.5.1 1次冷却材漏えい事故」と同様の解析方法詳細化により、コンクリート冷却設備を作動させない場合について重大事故（1次冷却材漏えい事故）に相当する評価を行ってみた。結果は、立地評価として実施した評価結果に包絡されるものである。

2.5.4.1 1次冷却材漏えい事故（重大事故相当）

（1）事故の想定

- （i） 1次冷却材漏えい事故は「2.5.1 1次冷却材漏えい事故」で述べたように、1次主冷却系配管の破損により1次ナトリウムが窒素雰囲気中に漏えいし、緩慢なナトリウム燃焼に伴い核分裂生成物が原子炉格納容器雰囲気中へ放出される事故である。
- （ii） 1次冷却材漏えい事故は、原子炉冷却材バウンダリの材料の選定、設計、製作、試験及び検査に対して適切な考慮を払うことにより、實際上起こらないと考えられる。また、万一起きたとしても小規模の核分裂生成物の放出にとどまると考えられるが、安全評価上は万全を期するため結果が厳しくなるように十分大きめの核分裂生成物放出量を仮定する。
- （iii） 原子炉格納容器からの漏えい率は1%/dとする。
- （iv） 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部に生じ、残り3%がアニュラス部外に生じるものとする。
- （v） 原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいした核分裂生成物は、アニュラス循環排気装置を経て再循環し、よう素用フィルタユニットを経由して排気筒から大気中へ放出される。この際、よう素用フィルタユニットにより、よう素の大部分は除去される。

（2）評価線量の種類

1次冷却材漏えい事故を想定した場合の敷地境界外での被ばく線量は、次のように2つに分けて計算する。

- （i） 原子炉格納容器から大気中に放出された核分裂生成物（事故後30日間）による被ばく線量、即ち、よう素吸入による甲状腺被ばく線量及び希ガスの外部ガンマ線による全身被ばく線量（また、参考として希ガスのベータ線による外部被ばく線量をも計算する。）
- （ii） 原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質（事故後30日間）の外部ガンマ線による全身被ばく線量、即ち、原子炉格納容器から外部しゃへい建物のドーム部を透過したガンマ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外部しゃへい建物を透過したガンマ線による直接線量

(3) 大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量

(i) 核分裂生成物の大気放出量

(a) 解析条件

(イ) 原子炉停止直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。

(ロ) 原子炉格納容器床下雰囲気中に放出される核分裂生成物の量は、炉内存在量に対して、次の割合であるとする。

希ガス 10%

よう素 1%

(ハ) 放出されたよう素のうち、90%はエアロゾルの形態をとり、残り10%はエアロゾルの形態をとらないものとする。

(ニ) 原子炉格納容器床下雰囲気中に放出されたエアロゾル状よう素については、プレートアウト等による減衰を考慮する。

非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。

(ホ) 原子炉格納容器床下雰囲気から原子炉格納容器内床上への漏えい率は、内外圧差100mmAqに対して100%/dの通気率であるものとして事故時圧力により換算する。

(ヘ) 原子炉格納容器内床上へ漏えいしたエアロゾル状よう素はプレートアウト等による減衰を考慮する。

非エアロゾル状よう素及び希ガスはプレートアウト等による減衰効果は考えない。

(ト) 原子炉格納容器からの漏えい率は、1%/dとする。

(チ) 原子炉格納容器からの漏えいは97%がアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部外に生じるものとする。

(リ) アニュラス循環排気装置のよう素用フィルタユニットのよう素除去効率、設計値に余裕を持った値として95%とする。

また、よう素用フィルタユニットへの系統切換え達成までを10分間とし、その間のよう素除去効果は考慮しないものとする。

(ヌ) 事故継続時間は30日間とする。

(ル) 環境への核分裂生成物の放出は排気筒より行われるものとする。

(b) 解析方法

核分裂生成物の大気への放出過程に関しては、前記の解析条件及び炉内存在量を用いて計算する。

核分裂生成物の大気放出過程の概要は第2-39図から第2-42図に示すとおりである。

解析は、ABCコードにより行なう。

(ii) 被ばく線量

被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に示された考え方に従って、現地における1年間の観測結果から求めた相対濃度 (x/Q) 及び相対線量 (D/Q) の値を用いる。

(4) 原子炉格納容器内の放射能による被ばく線量

原子炉格納容器内の放射能が原子炉格納容器床上雰囲気内に一様に分布しているとし、原子炉格納施設のしゃへいを考慮してガンマ線によるスカイシャイン線量及び直接線量を計算する。対象核種としては、「(3)大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量」で述べたものと同一の核種に着目し、さらにその他の核種として、十分高いエネルギーを持つか、又は半減期が10分以上のものに着目し事故後30日間の積算線源強度を使用する。

(i) スカイシャイン線量

原子炉格納容器内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に充填したガンマ線源を原子炉格納容器中心軸上においた非等方性点状線源からの第1散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点におけるスカイシャイン線量を求める。計算は、各エネルギー群別に「SCATTERINGコード」を用いて行う。

(ii) 直接線量

原子炉格納容器内の放射能によるガンマ線が原子炉格納容器壁鋼板及び外部しゃへい建物を貫通して計算点に至る直接線量の計算は、原子炉格納容器を円筒状線源とみなし、各エネルギー群別に「SPANコード」で行う。

(5) 1次冷却材漏えい事故の評価結果

重大事故相当として1次冷却材漏えい事故を想定した場合の大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

ホットレグ破損 , コールドレグ破損

よう素 (I - 131 等価) : 約 35 Ci , 約 35 Ci

希ガス（ガンマ線0.5MeV換算）： 約22,000Ci，約23,000Ci

となる。

計算の結果、敷地境界における最大被ばく線量は、コールドレグ配管破損の場合であり、

小児甲状腺被ばく線量： 約 0.27rem

ガンマ線による全身被ばく線量： 約 0.087rem

となる。これらは「原子炉立地審査指針」に示されているめやす線量（小児甲状腺に対して150rem，全身に対して25rem）を十分下まわるものである。

なお、ベータ線による外部被ばく線量は、約0.036remである。

第2-1表 コンクリート構造に関する試験・研究(その1)

研究機関(出典)		電中研： 100℃を超える高温下におけるコンクリートの強度性状 ⁽²⁾ —— 圧縮強度特性と鉄筋の機械的性質 —— No. 383027 昭和59年1月				
試験項目	加熱温度	加熱期間	加熱中の養生	コンクリートの調査		
				骨材岩質	セメントの種類	調査条件
圧縮強度 弾性係数 重量変化率	100℃ 200℃ 300℃ 400℃ 500℃	持続：10, 30日 サイクル：1, 10, 30回 (所定温度 100℃)	アンシール	利根川産川砂 秩父産碎石	普通セメント	目標圧縮強度：400Kg/cm ² w/c = 43.2% G _{max} = 70mm
注目すべき事項	加熱速度	加熱開始材令	加熱前の養生	試験時温度	冷却後の期間	テストピースの大きさ
500℃まで試験している 持続加熱のみならずサイクル加熱も行っている	初め 100℃で24時間加熱 その後所定温度まで 上昇時：60℃/hr 降下時：12℃/hr	32日～33日	霧室にて湿潤養生	常温 一部高温	常温後1日	10φ×20cmシリンダー
圧縮強度に関する主な結論			弾性係数に関する主な結論			
<ul style="list-style-type: none"> 加熱後の圧縮強度は 200℃までは常温と同じか大きくなり、その後 500℃まで急激に減少していく。 持続日数10日と30日の強度に与える影響は変わりがないことが明らかになった。 圧縮強度比を数値的にみると、100℃、200℃、300℃、400℃及び 500℃で、それぞれ 115%、120%、90%、78%及び60%であった。 (第2-1図参照)			<ul style="list-style-type: none"> 弾性係数は、温度の増加とともに低下していく。 100℃で常温の70%、200℃で55%、300℃で40%、400℃で30%、そして 500℃では常温の20%となった。 全般的にみて、温度履歴の相違が弾性係数の低下に与える影響は小さいといえる。 (第2-2図参照)			

第2-2表 コンクリート構造に関する試験・研究(その2)

研究機関(出典)		電中研: 長期間高温を受けたコンクリートの力学特性に関する実験的検討 ⁽³⁾ No. 379511 昭和54年 7月				
試験項目	加熱温度	加熱期間	加熱中の養生	コンクリートの調査		
				骨材岩質	セメントの種類	調査条件
圧縮強度 弾性係数	138℃ 171℃	5時間	アンシール シール(不完全)	阿武隈川産川砂 新田川産川砂利	改良型B種フライアッシュセメント	$f_c = 280 \text{ Kg/cm}^2$ $w/c = 43\%$ $G_{max} = 25 \text{ mm}$
注目すべき事項	加熱速度	加熱開始材令	加熱前の養生	試験時温度	冷却後の期間	テストピースの大きさ
65℃で4, 13, 26週の予備加熱を行った後、所定の温度に加熱している	60℃/hr 以上	20℃で13週養生 その後65℃で4, 13, 26週経過後、所定の温度に加熱	アンシール シール	常温	直ちに	15φ×30cmシリンダー 載荷、無載荷の比較も行っている。
圧縮強度に関する主な結論				弾性係数に関する主な結論		
<ul style="list-style-type: none"> 温度171℃, 138℃のコンクリートの圧縮強度は、いずれの温度によっても急激な強度低下は認められず、標準養生の材令3ヶ月の強度に比べ、材令6ヶ月では171℃アンシールで10%、シールで24%、また、138℃アンシールで15%、シールで27%の増加であった。 171℃, 138℃の強度は、その温度になる直前の65℃の強度に比べると、いずれも等しいか、それ以上の値を示した。 <p>(第2-3図及び第2-4図参照)</p>				<ul style="list-style-type: none"> 温度171℃, 138℃におけるコンクリートの弾性係数は、アンシール無載荷の供試体の方が影響を大きく受け、標準養生材令3ヶ月のそれと比べ、温度171℃, 138℃, 材令6ヶ月で減少率は、前者で25%、後者で15%であった。 載荷供試体では、それぞれ20%及び12%であり、温度65℃で長期持続した場合とほぼ同程度の値を示した。 <p>(第2-5図参照)</p>		

第2-3表 コンクリート構造に関する試験・研究(その3)

研究機関(出典)		建研: 動力炉用コンクリートの安全基準に関する研究 ⁽⁴⁾				
		昭和51年度建築研究所年報				
試験項目	加熱温度	加熱期間	加熱中の養生	コンクリートの調合		
				骨材岩質	セメントの種類	調合条件
圧縮強度 弾性係数 引張強度	80℃ 150℃ 250℃	7,28,91日	アンシール	安山岩碎石 富士川産川砂	普通セメント	w/c = 50% スランプ 5cm
注目すべき事項	加熱速度	加熱開始材令	加熱前の養生	試験時温度	冷却後の期間	テストピースの大きさ
80, 150, 250℃の3段階の加熱試験を行っている 高温下で強度試験を行っている	上昇温度10℃/hr	7,28,91日	シール	高温下	—	10φ×20cmシリンダー
圧縮強度に関する主な結論			弾性係数に関する主な結論			
<ul style="list-style-type: none"> 80~250℃で加熱したときの強度の低下は加熱前の密封養生期間が短いほど大きい。 加熱温度が高いほど強度低下は大きいですが、加熱前の密封養生期間が長いほど強度低下の率は小さくなり安定してくることがわかる。 加熱前に密封養生を十分にした場合(13週間)の長期間加熱による強度低下は、加熱前に比べ、80℃及び150℃ではほとんどみられず、250℃において約8%であった。 したがって、高温加熱を長期間うけるコンクリートの圧縮強度は、加熱前の養生期間の長短によって大きな影響を受け、十分な養生を行ったのちであれば、高温加熱(250℃まで)されても、圧縮強度の低下は、加熱前に比べて1割程度に抑えることができる。 <p>(第2-6~11図参照)</p>			<ul style="list-style-type: none"> 80℃においては、加熱期間が長期になっても、弾性係数の低下はほとんど認められないが、250℃においては、養生方法のいかんにかかわらず加熱期間が長くなると弾性係数は低下し、最終的には加熱前の4割程度にまでなる。 <p>(第2-12図参照)</p>			

第2-4表 コンクリート構造に関する試験・研究(その4)

研究機関(出典)		建研: 動力炉用コンクリートの安全基準に関する研究 ⁽⁶⁾				
		昭和54年度建築研究所年報				
試験項目	加熱温度	加熱期間	加熱中の養生	コンクリートの調査		
				骨材岩質	セメントの種類	調査条件
圧縮強度 弾性係数 引張強度	80℃ 150℃ 250℃	1, 4, 13, 26, 52 週間	アンシール	安山岩系碎石 富士川産川砂利 富士川産川砂	普通セメント	w/c = 50%, 65%
注目すべき事項	加熱速度	加熱開始材令	加熱前の養生	試験時温度	冷却後の期間	テストピースの大きさ
80, 150, 250℃の3段階で加熱している 高温下で強度試験を行っている 加熱期間が最長1年まである	10℃/hr	(1, 4, 13, 26) 52週間	シール	高温下	—	10φ×20cmシリンダー
圧縮強度に関する主な結論			弾性係数に関する主な結論			
<ul style="list-style-type: none"> 前養生期間52週間で、水セメント比が50%で加熱温度250℃の場合には10%の強度低下を示したが、そのほかは常温の場合と同等の強度を有することがわかる。 また、水セメント比65%の方が、50%の場合に比べて、強度低下は少ない傾向にある。 <p>(第2-13図参照)</p>			<ul style="list-style-type: none"> 前養生期間が52週のものでは、加熱1週で大きく低下し、その後安定する。 この時の低下は、常温に比べて、80℃加熱の場合約30%、150℃加熱の場合30~50%、及び250℃加熱の場合約50%であった。 また、この低下率は、水セメント比50%の場合も、65%の場合もほぼ同様であった。 <p>(第2-14図参照)</p>			

研究機関(出典)		大林組技術研究所 : 高温(175℃)を受けたコンクリートの強度性状 ⁽⁶⁾ 大林組技術研究所報 No. 28, 1984. 2				
試験項目	加熱温度	加熱期間	加熱中の養生	コンクリートの調合		
				骨材岩質	セメントの種類	調合条件
圧縮強度 弾性係数 重量変化率	175℃	1, 3, 7, 28, 91日	アンシール シール	川砂利 硬質砂岩 安山岩 玄武岩 石灰岩 砂は川砂一種のみ	中庸熱セメント	w/c = 55% スランプ 12cm
注目すべき事項	加熱速度	加熱開始材令	加熱前の養生	試験時温度	冷却後の期間	テストピースの大きさ
粗骨材の岩質を変えてその影響を調査 175℃でアンシールとシールの2種類で試験している	昇温, 降温 6℃/hr	91日間	連続水中養生 材令4週後気中養生	常温	直後	10φ×20cmシリンダー
圧縮強度に関する主な結論			弾性係数に関する主な結論			
<ul style="list-style-type: none"> 加熱中の養生条件のちがいで、強度変化の性状がかなり異なることがわかる。 加熱中アンシールのうち、加熱前連続水中養生したものは、粗骨材の種類によらず、加熱初期で加熱前に比べて強度が増加している。その後は加熱期間が長くなるに従ってわずかずつではあるが、徐々に強度がさがり傾向が認められる。ただし、加熱期間28日まででは、加熱前強度を下回るものはなかった。一方、加熱前気中養生したものは、加熱初期での前者のような強度の増加現象はみられず、時間経過に伴い一様な強度低下の進行がみとめられる。ただし、その低下率は、加熱期間28日まででは、ほとんどが10%以内におさまっている。 加熱中シールしたものは、粗骨材の種類・加熱前養生条件によらず、加熱初期で一旦強度低下を生じ、その後熱水反応の進行に伴って強度が回復し、今回の試験では、加熱期間28日で極大値を示し、その後加熱期間が長くなるにつれて、再び強度が低下している。 加熱初期での強度低下の割合は、加熱前養生条件のちがいで多少異なり、加熱中のコンクリート水分量の少ないものの方が低下が大きくなっている。ただし低下率は20%以内におさまっている。今回試験した粗骨材のうちでは、硬質砂岩コンクリートが、他に比べて初期の強度低下が少なかった。 			<ul style="list-style-type: none"> 圧縮強度と同様に、弾性係数の場合も加熱中の養生条件の違いによって、その変化の性状がかなり異なることがわかる。しかも、高温による劣化の程度は全般に圧縮強度の場合より大きい。加熱中アンシールでは、粗骨材・加熱前養生条件によらず、加熱期間1日で弾性係数が急激に低下し、その後加熱期間が長くなっても低下の進行はほとんど認められない。 この場合の低下の割合には、粗骨材の違いによる差はそれほど大きくない。従来石灰岩コンクリートの劣化が大きいと言われていたが、今回の試験では他の骨材のものと顕著な差はなかった。 加熱中シールでは、前者ほど弾性係数の大きな低下はない。水分散逸を生じないためと理解される。低下の割合は、粗骨材によって異なり、骨材中のシリカ含有量と何らかの関係があるものとみられ、シリカ含有量の多い硬質砂岩では低下が小さく、シリカ含有量の少ない石灰岩では、低下が大きくなっている。 			

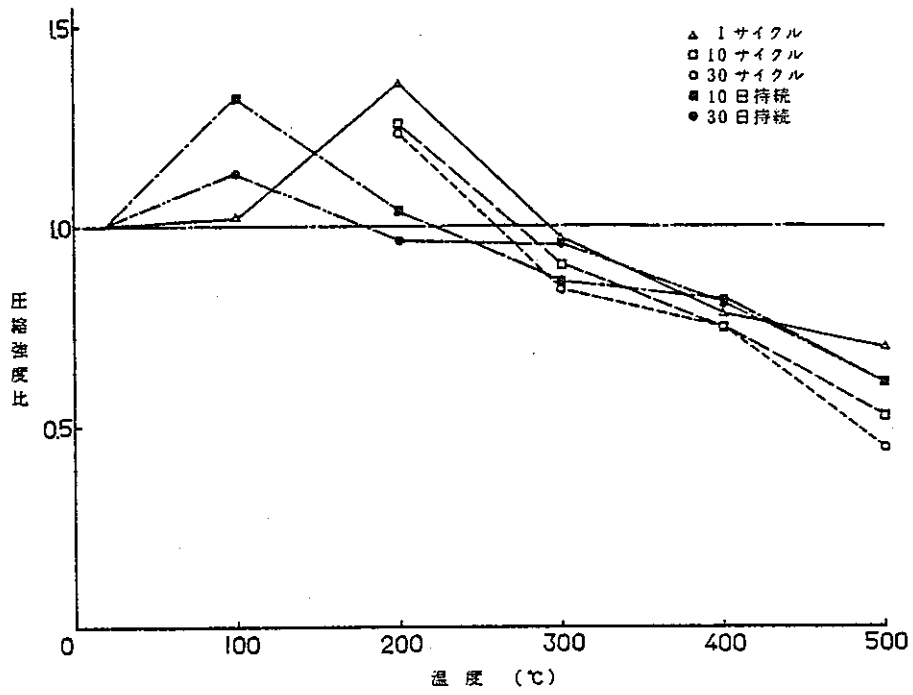
(第2-15~19図参照)

第2-6表 試験条件

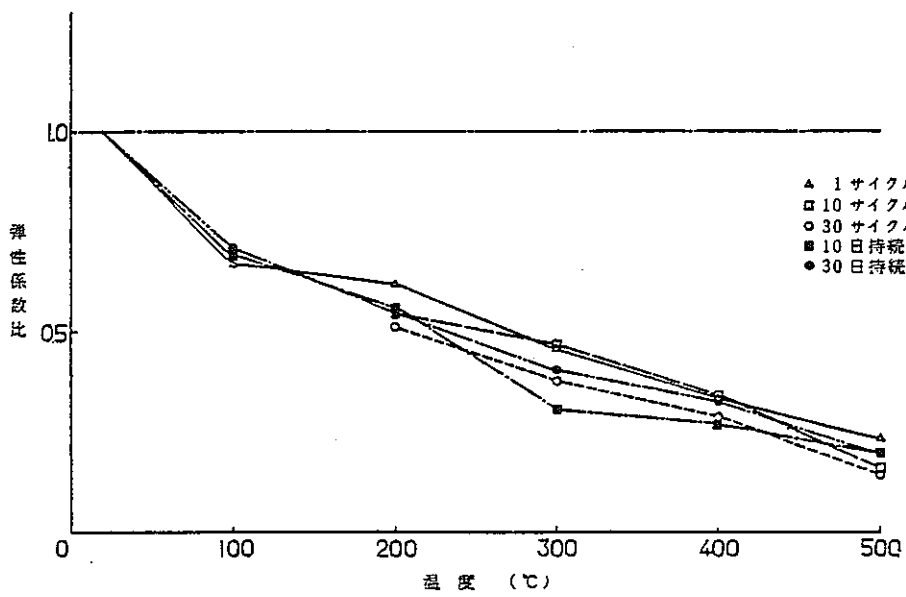
試験要因	要因数	項目
水セメント比	1	55%
スランプ	1	12cm
セメント	1	フライアッシュセメントB型
細骨材	1	硬質砂岩砕砂+陸砂
粗骨材	1	硬質砂岩
加熱前養生	2	連続水中養生 4週後気中養生
加熱中養生	2	アンシール シール
加熱開始材令	2	91日, 182日
加熱温度	2	110, 175℃
加熱速度	1	6℃/hr
加熱期間	5	1, 3, 7 28, 91日
試験時温度	2	常温, 熱間
試験の期間	2	冷却直後, 冷却4週間後
試験項目	5	圧縮強度, 弾性係数

第2-7表 コンクリートの調合表

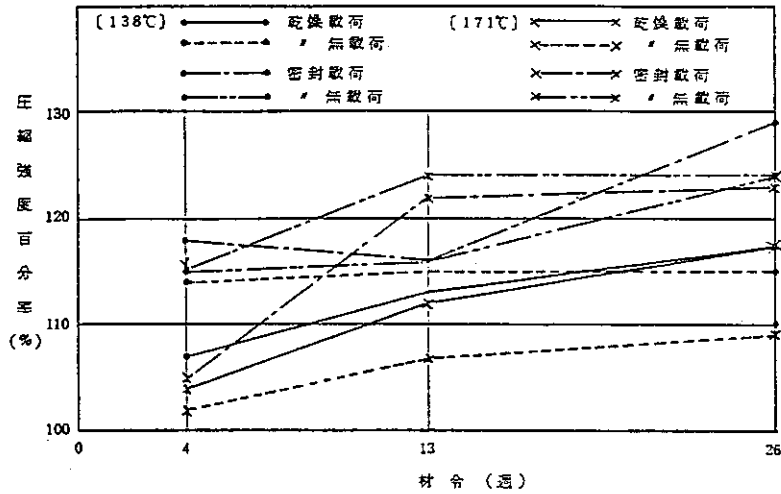
セメントの種類	骨材の種類	水セメント比 (%)	細骨材率 (%)	コンクリートの調合 (m ³ 当り)						練り上がり時の性質			
				セメント (kg)	水 (ℓ)	砂 (kg)	砂利 (kg)	混合材		スランプ (cm)	空気量 (%)	単位容量重量 (Kg/cm ³)	コンクリート温度
								PoNo8 (kg)	AE 剤 (CC)				
フライアッシュ B型	硬砂 質岩	55	43	298	164	780	1042	0.745	32.78	12.0	4.0	2.294	22.5



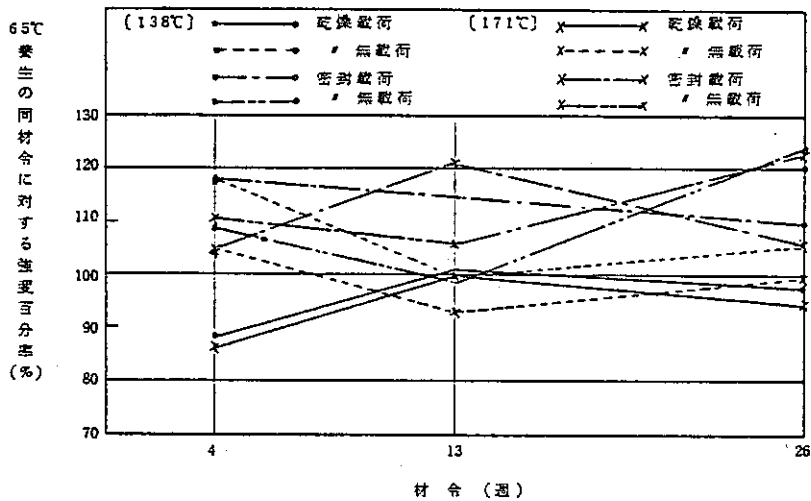
第2-1図 圧縮強度比の温度依存性



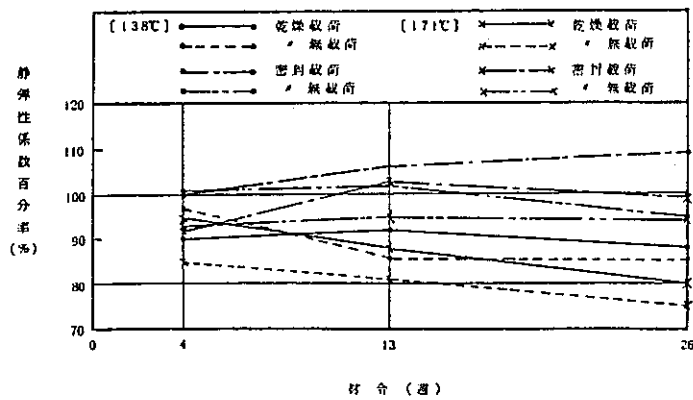
第2-2図 弾性係数比の温度依存性



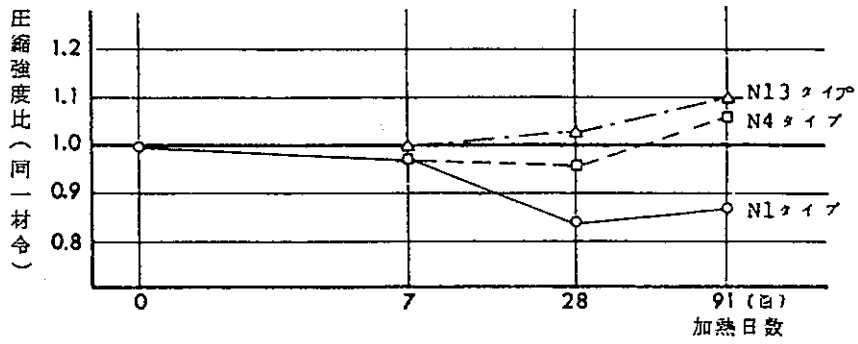
第2-3図 標準養生に対する圧縮強度百分率(シリーズⅢ)



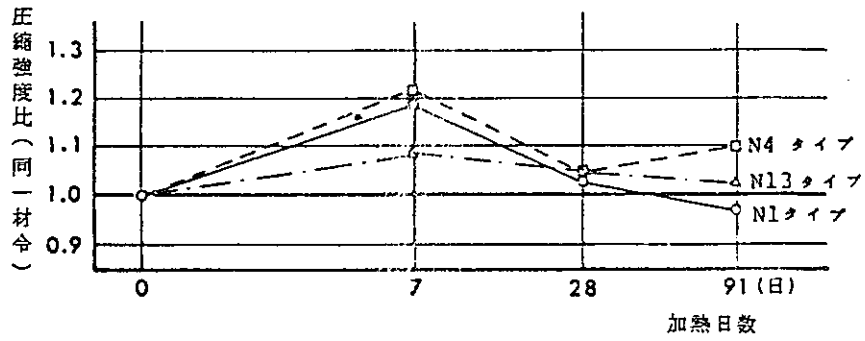
第2-4図 65°C養生に対する圧縮強度百分率(シリーズⅢ)



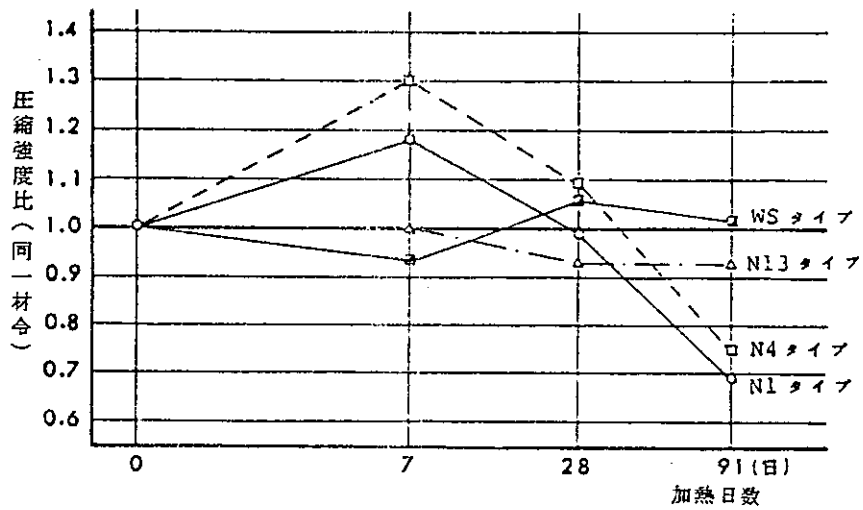
第2-5図 標準養生に対する静弾性係数百分率(シリーズⅢ)



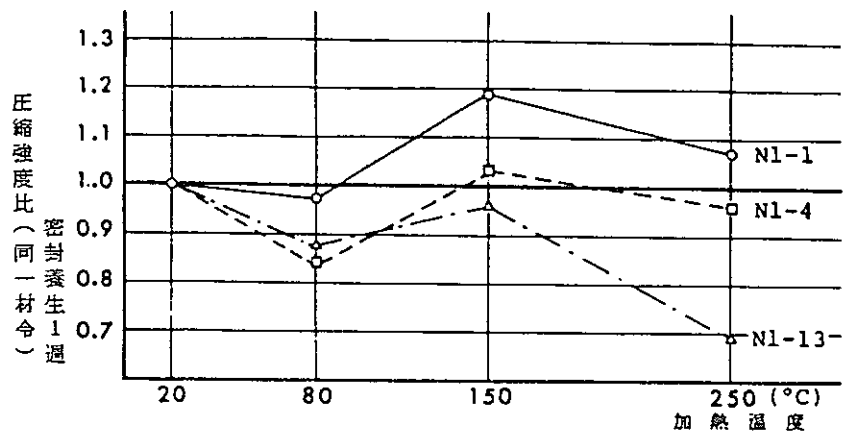
第2-6図 加熱日数と圧縮強度比 (80℃)



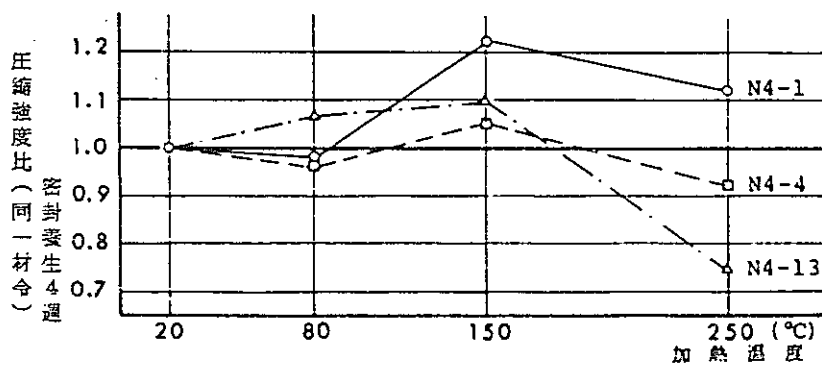
第2-7図 加熱日数と圧縮強度比 (150℃)



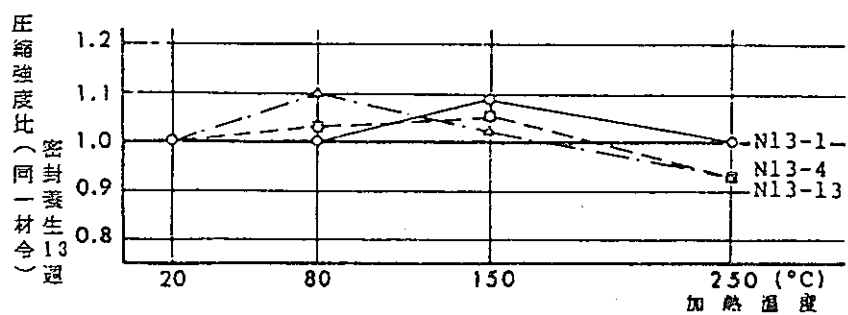
第2-8図 加熱日数と圧縮強度比 (250℃)



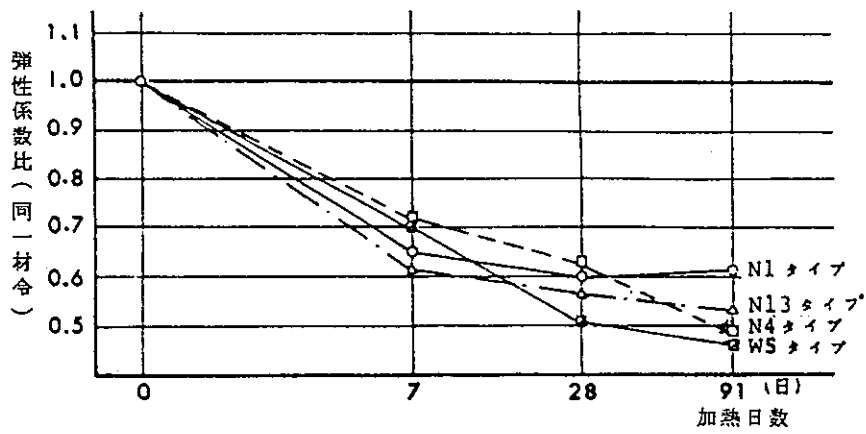
第2-9図 加熱温度と圧縮強度比



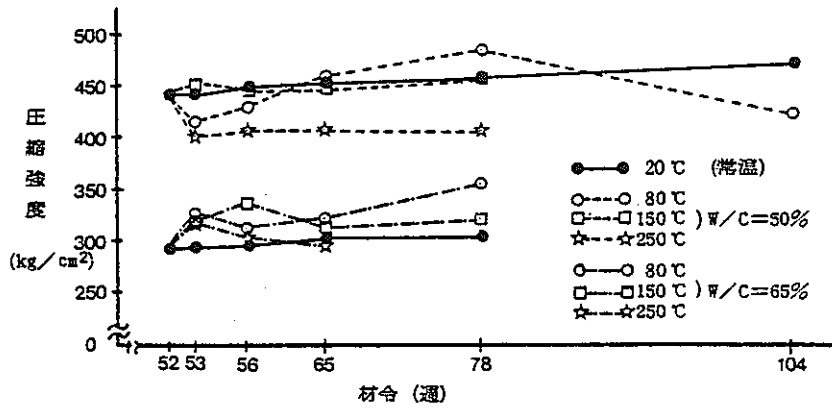
第2-10図 加熱温度と圧縮強度比



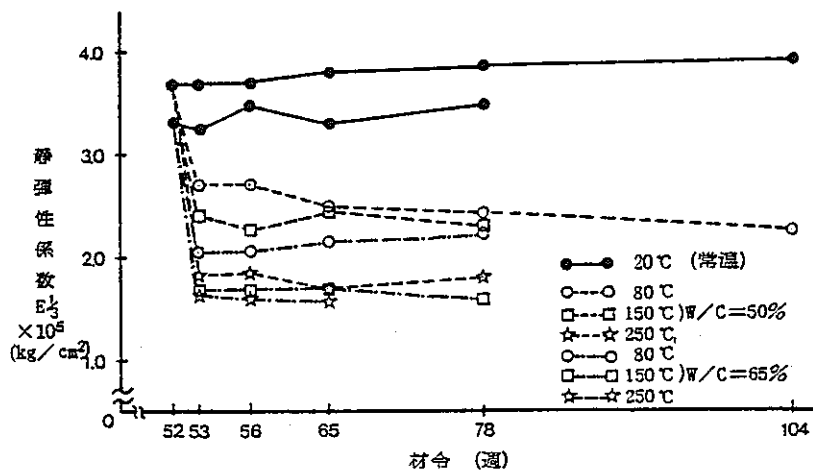
第2-11図 加熱温度と圧縮強度比



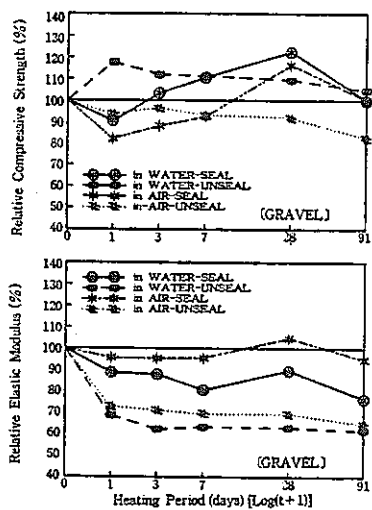
第2-12図 加熱日数と弾性係数比 (250°C)



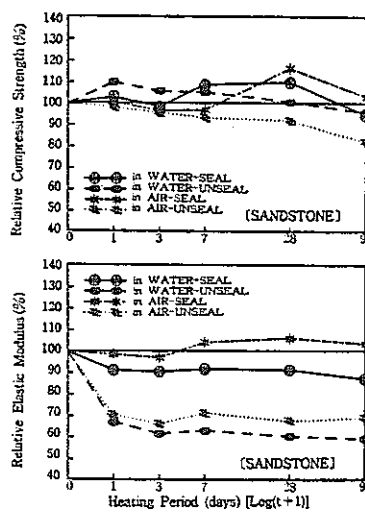
第2-13図 圧縮強度の経時変化



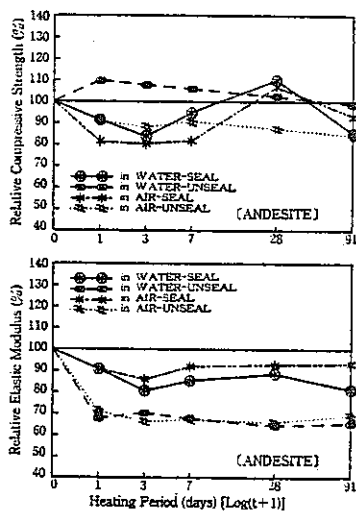
第2-14図 静弾性係数の経時変化



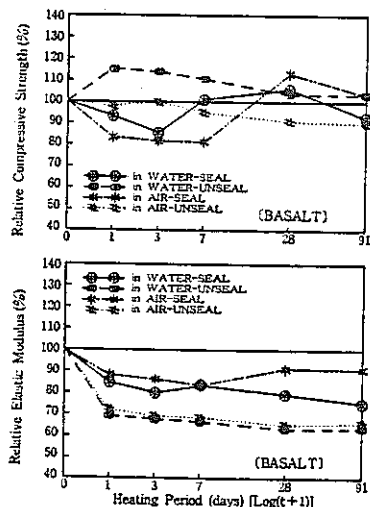
第2-15図
川砂コンクリートの結果



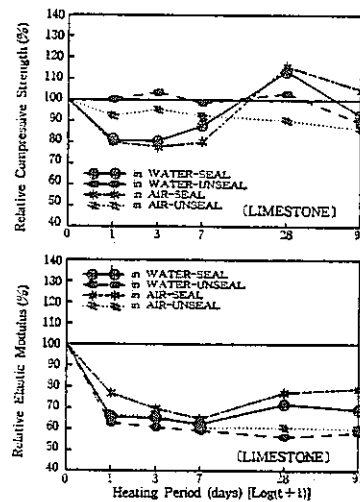
第2-16図
硬質砂岩コンクリートの結果



第2-17図
安山岩コンクリートの結果

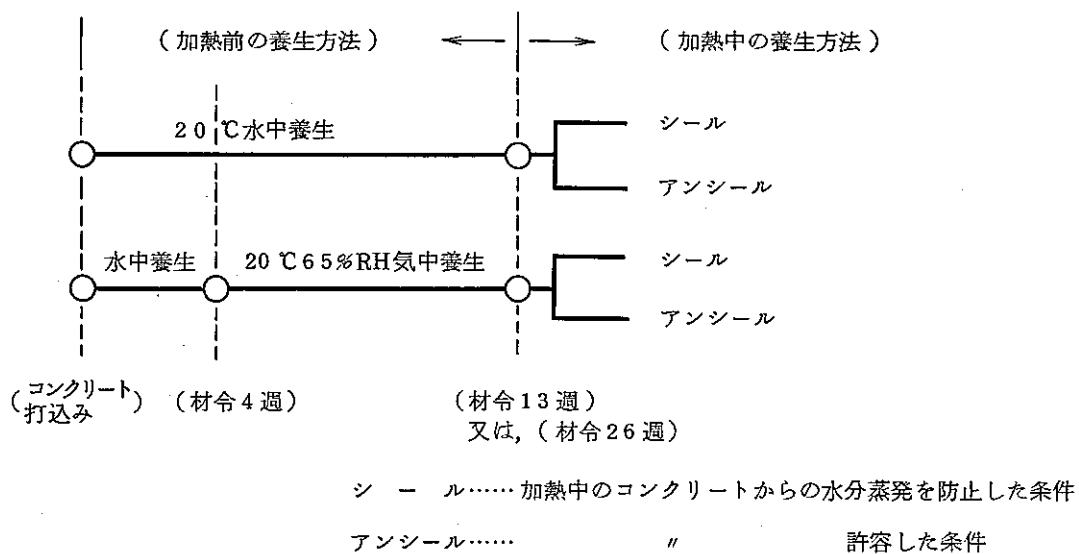


第2-18図
玄武岩コンクリートの結果

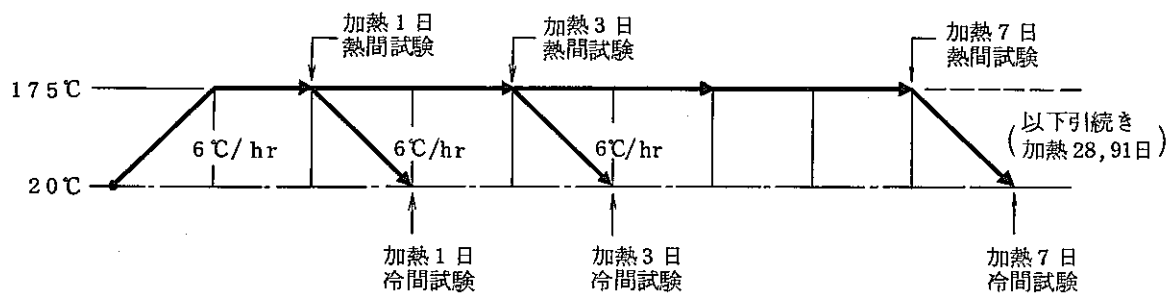


第2-19図
石灰岩コンクリートの結果

1. 加熱前後の供試体の養生方法

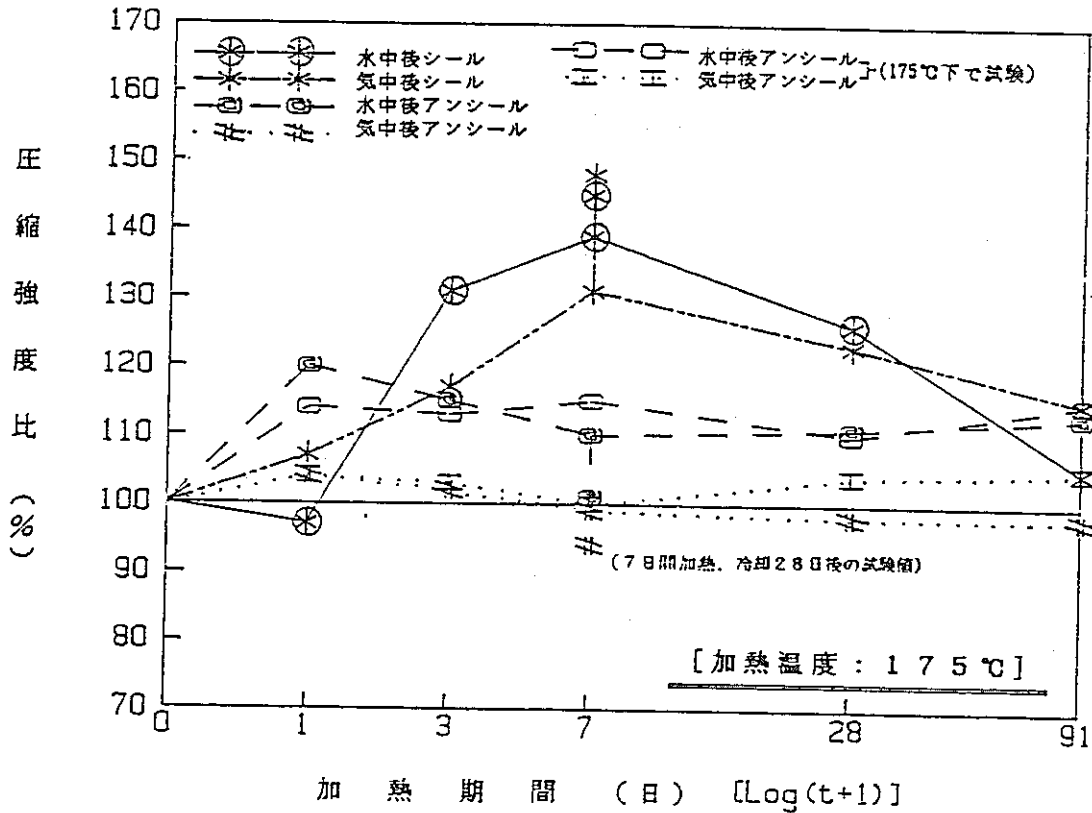
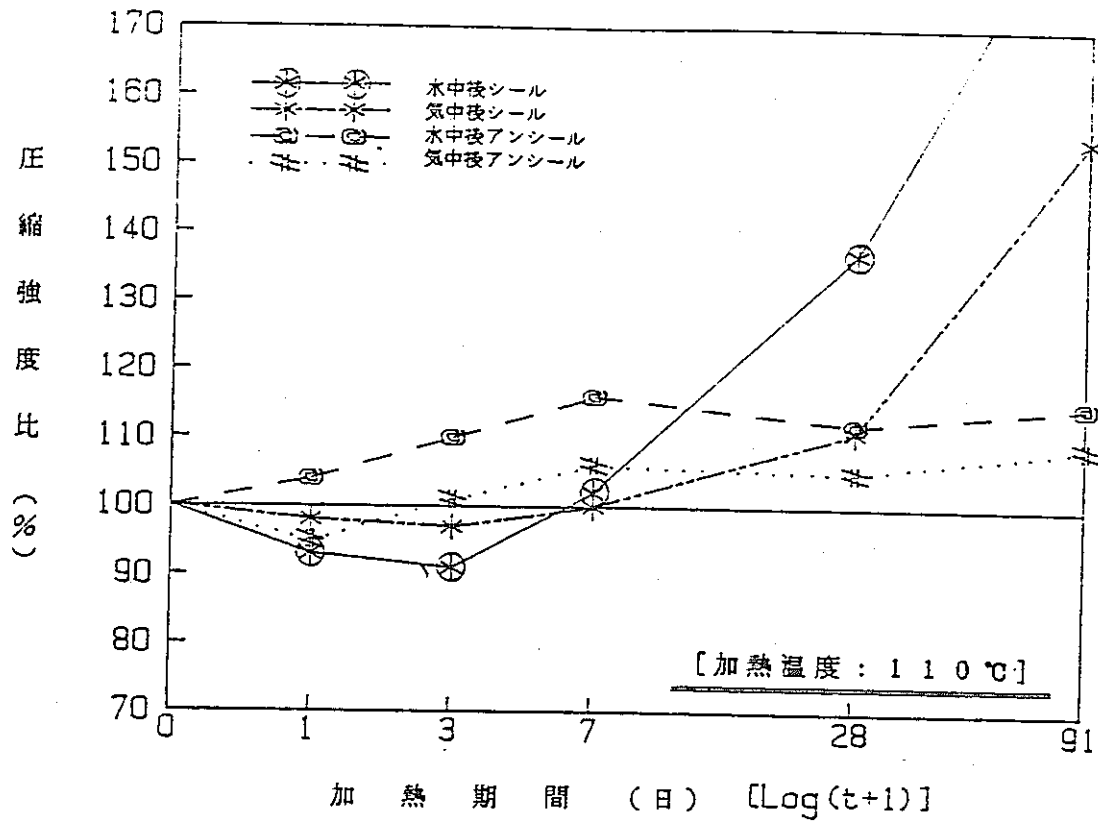


2. 加熱プログラムと試験の時期 (加熱温度 175°C の場合)

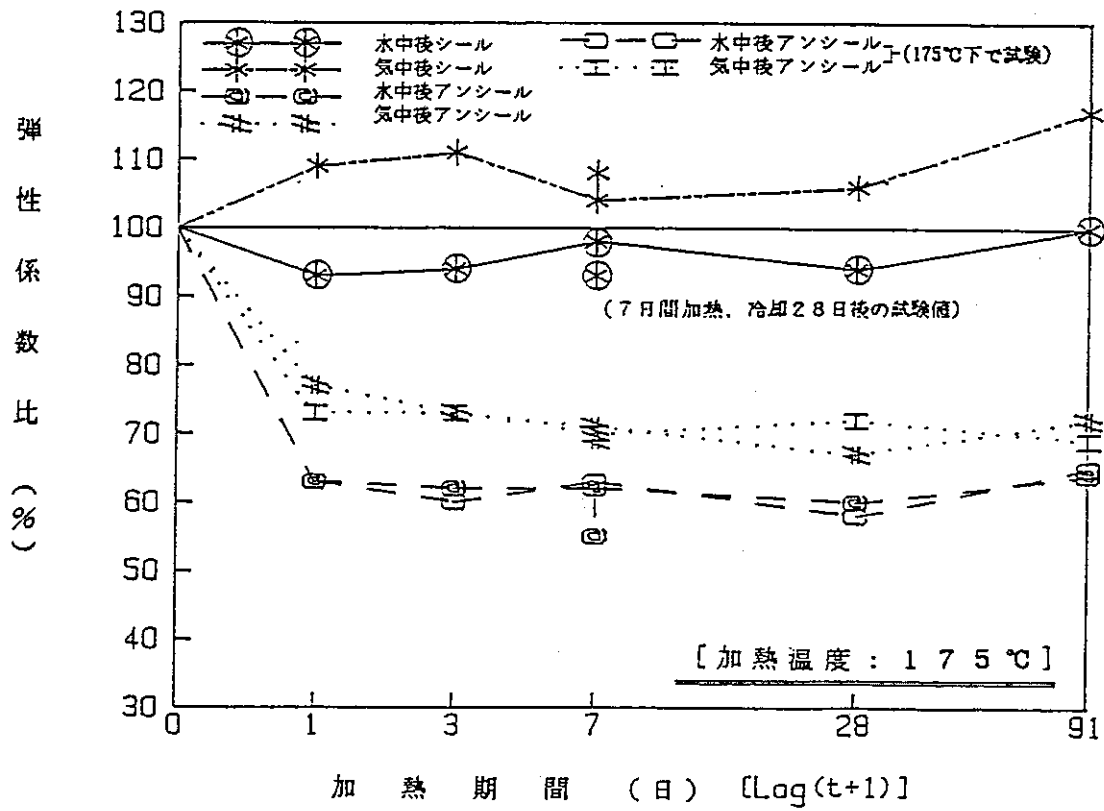
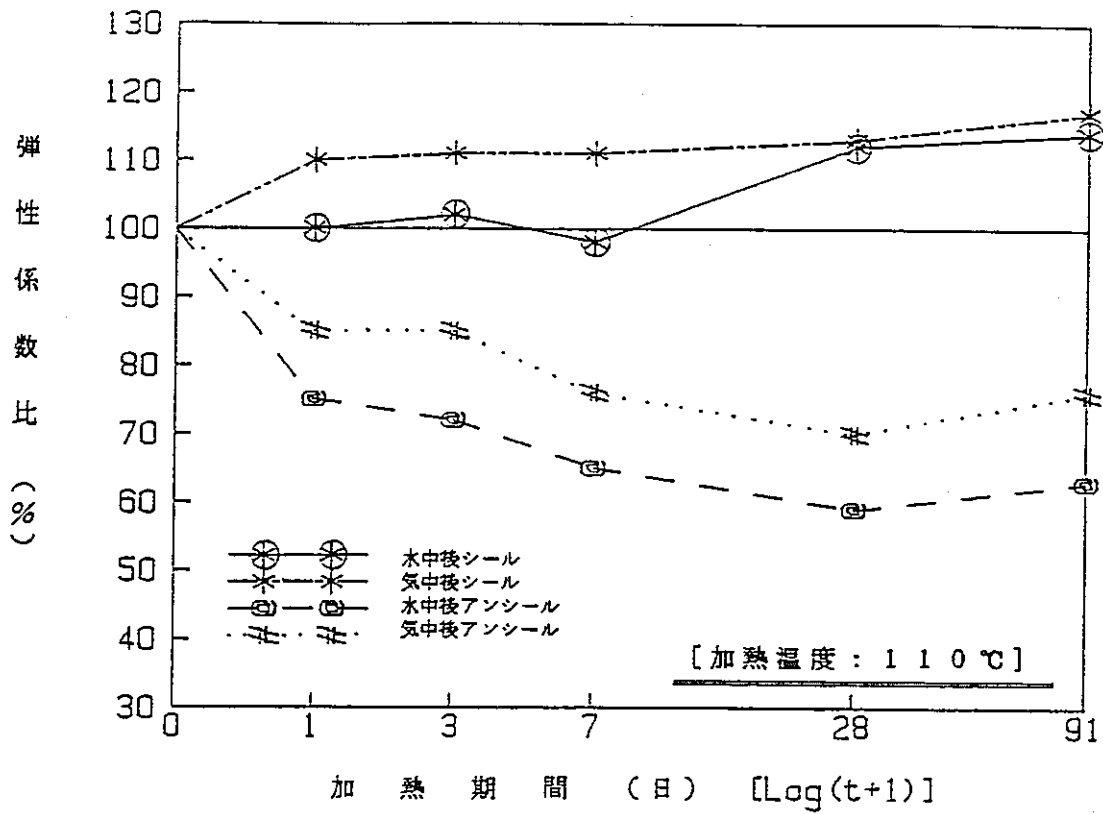


熱間試験は、加熱温度 175°C、加熱中アンシー ルについてのみ試験

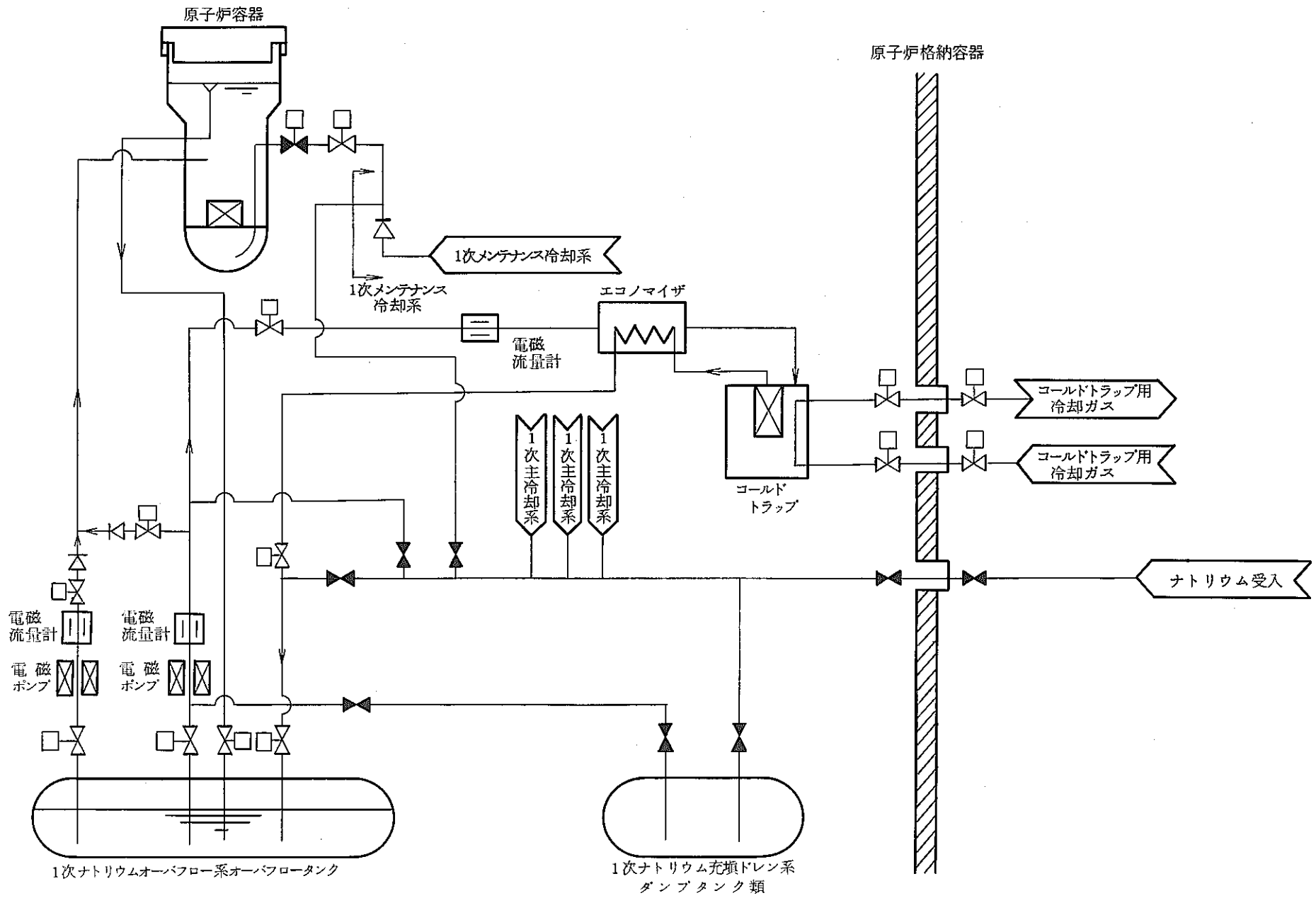
第 2-20 図 コンクリート高温強度試験の試験条件



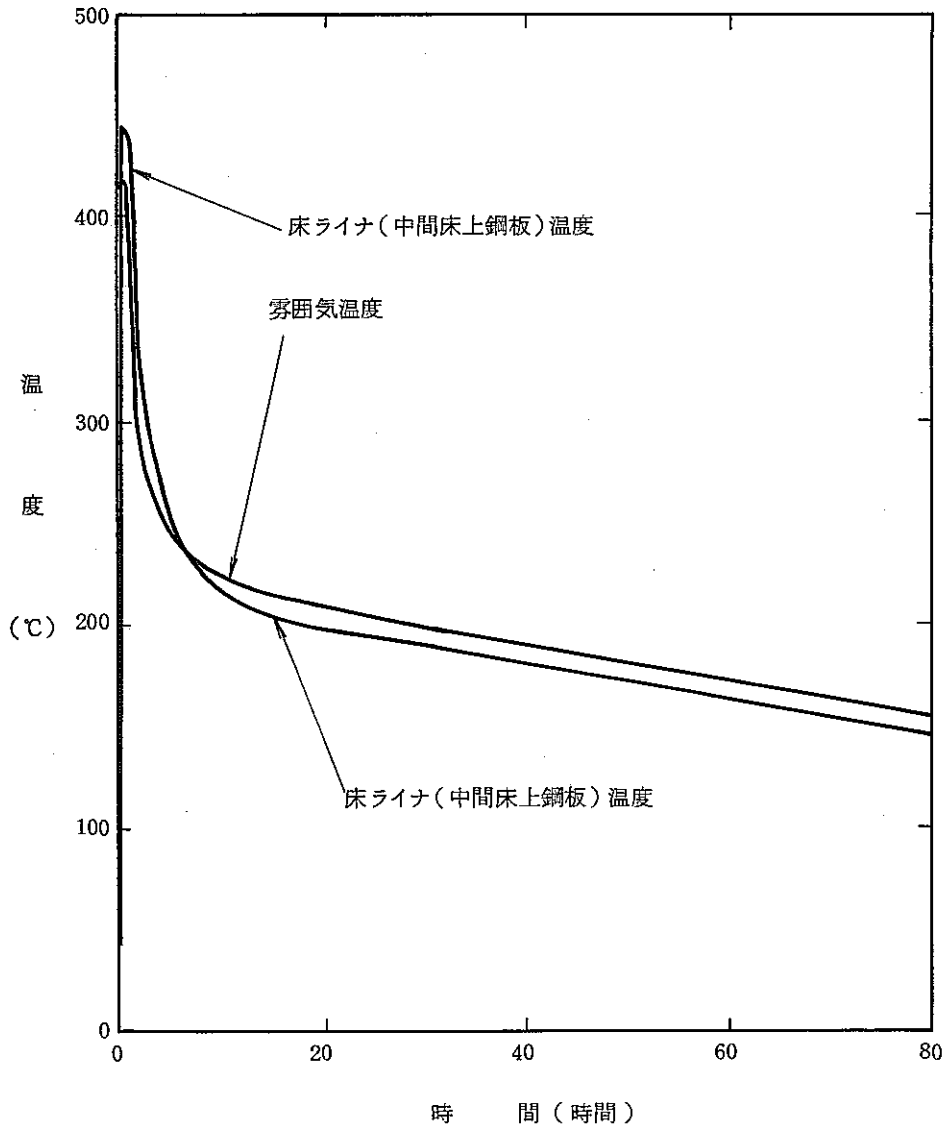
第2-21図 圧縮強度比と加熱期間の関係
(加熱開始材令: 91日, 加熱直前の値に対する相対値)



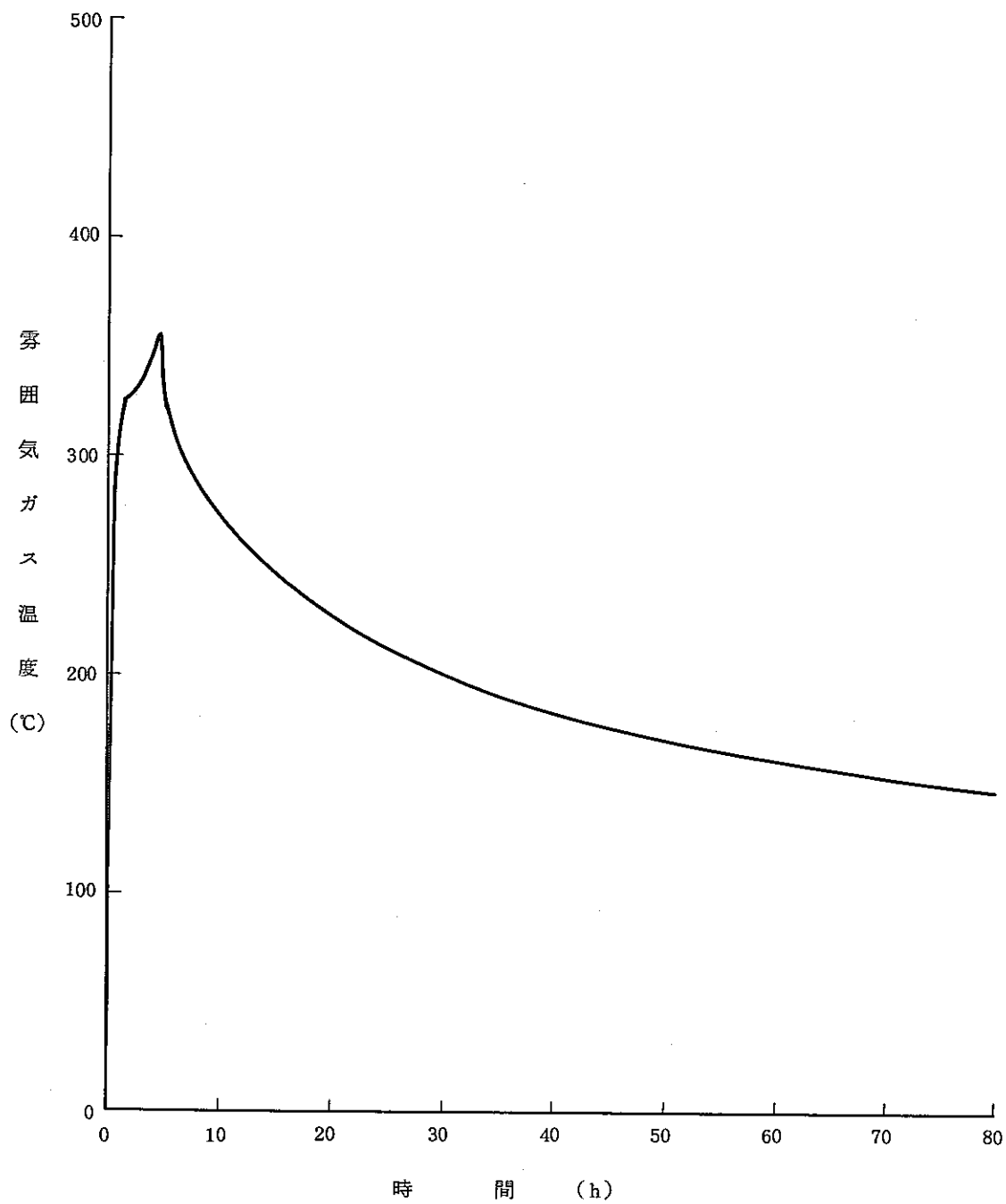
第2-22図 弾性係数比と加熱期間の関係
(加熱開始材令: 91日, 加熱直前の値に対する相対値)



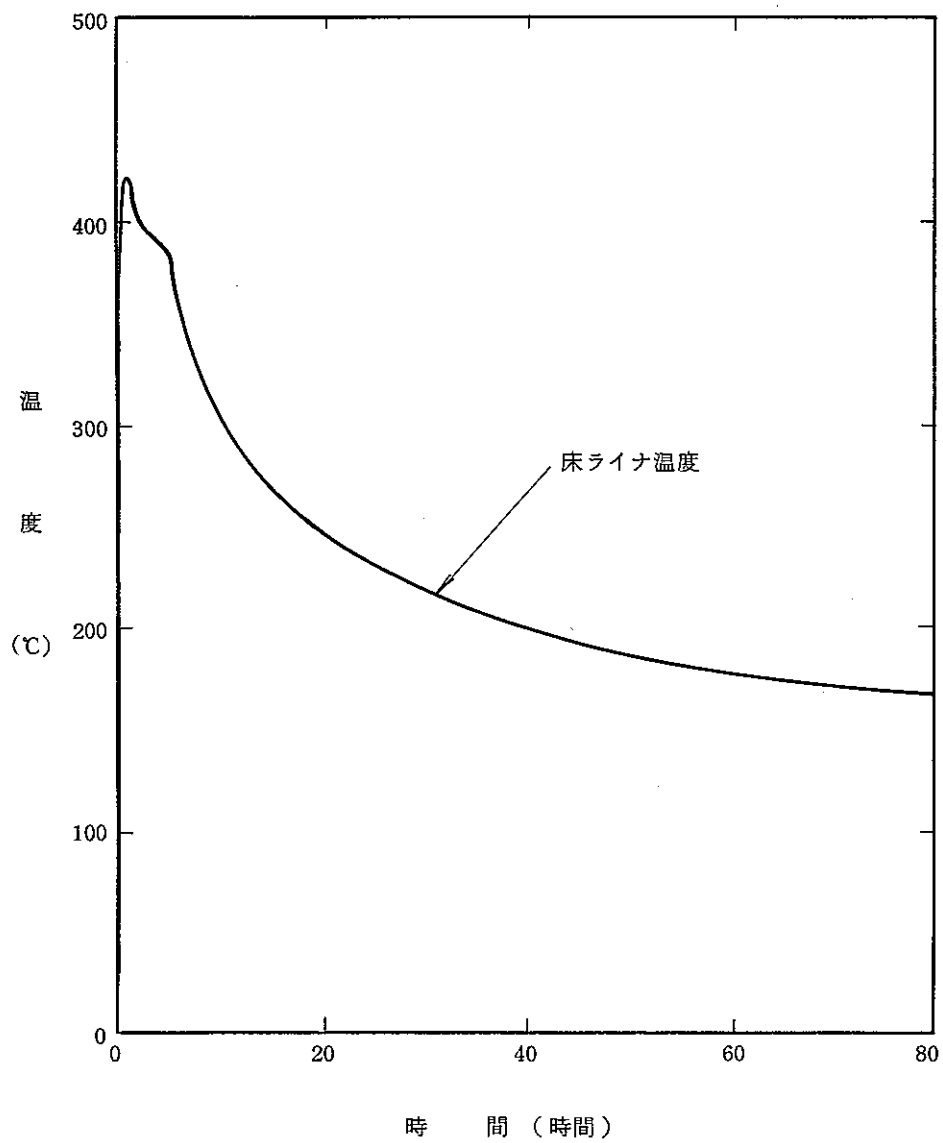
第2-23図 1次ナトリウム補助設備系統説明図



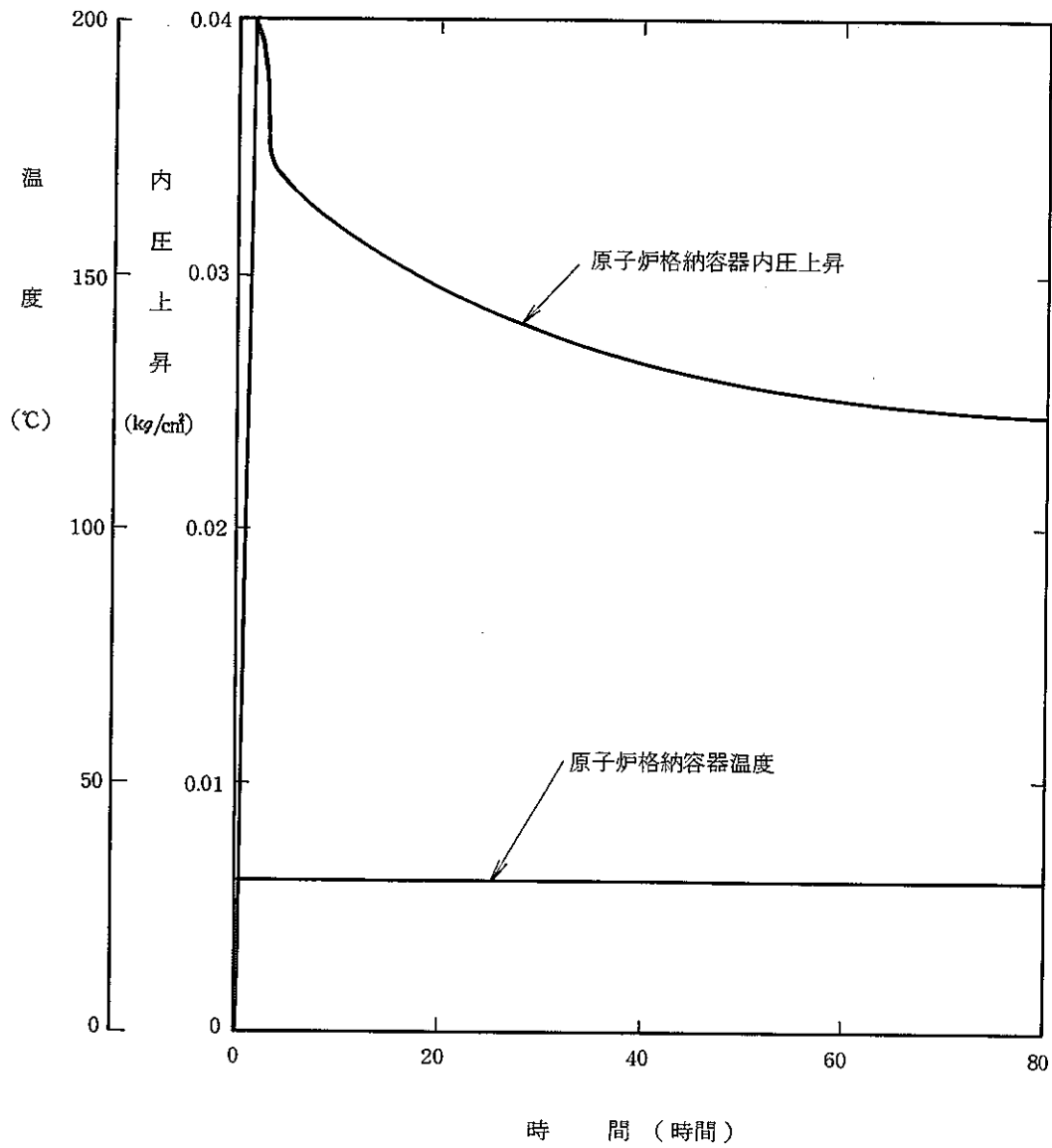
第2-24図 1次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損)
 : 漏えいナトリウムによる熱的影響(1)
 —— 1次主冷却系室(上部室)温度変化



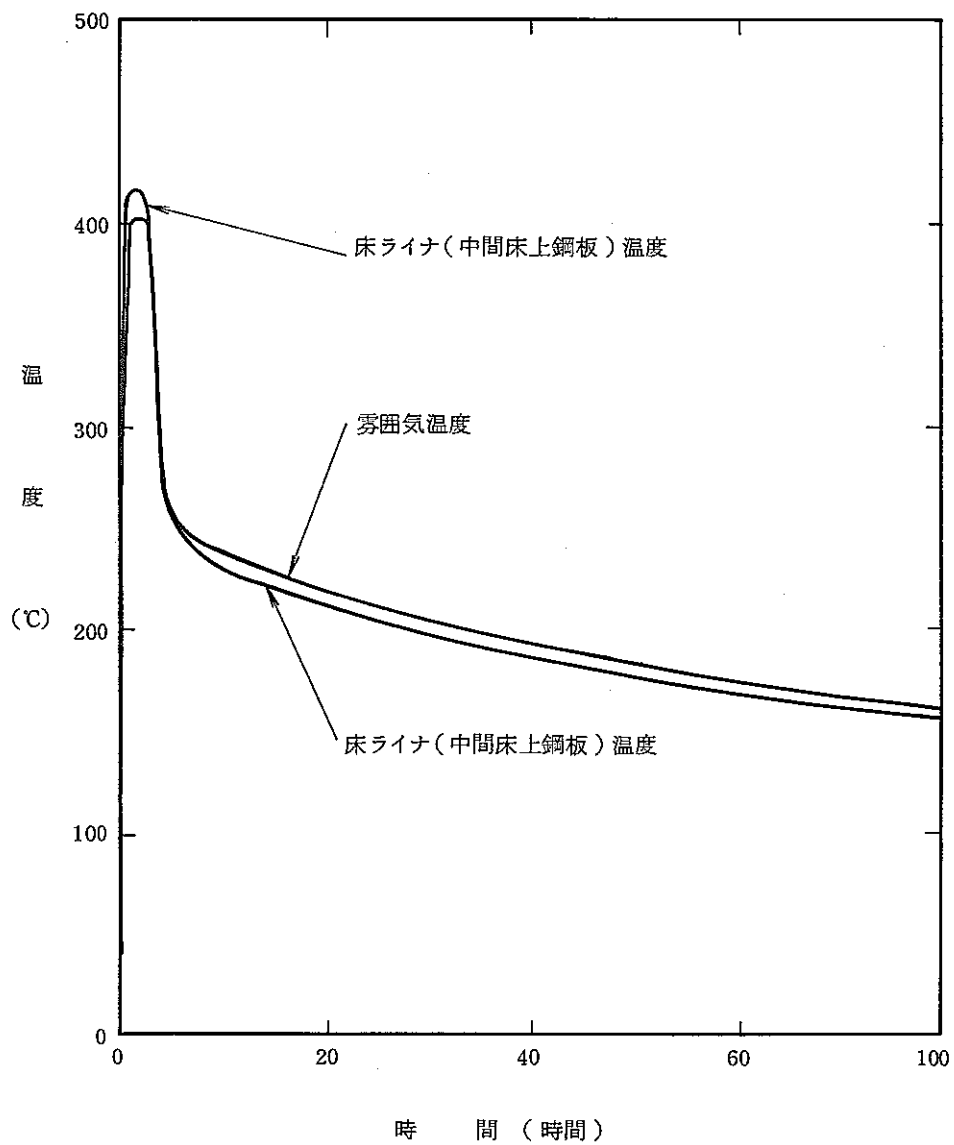
第2-25図 1次冷却材漏えい事故(ホットレグ配管破損)
 ● 漏えいナトリウムによる熱的影響(2)
 — 1次主冷却系室(下部室)雰囲気温度変化



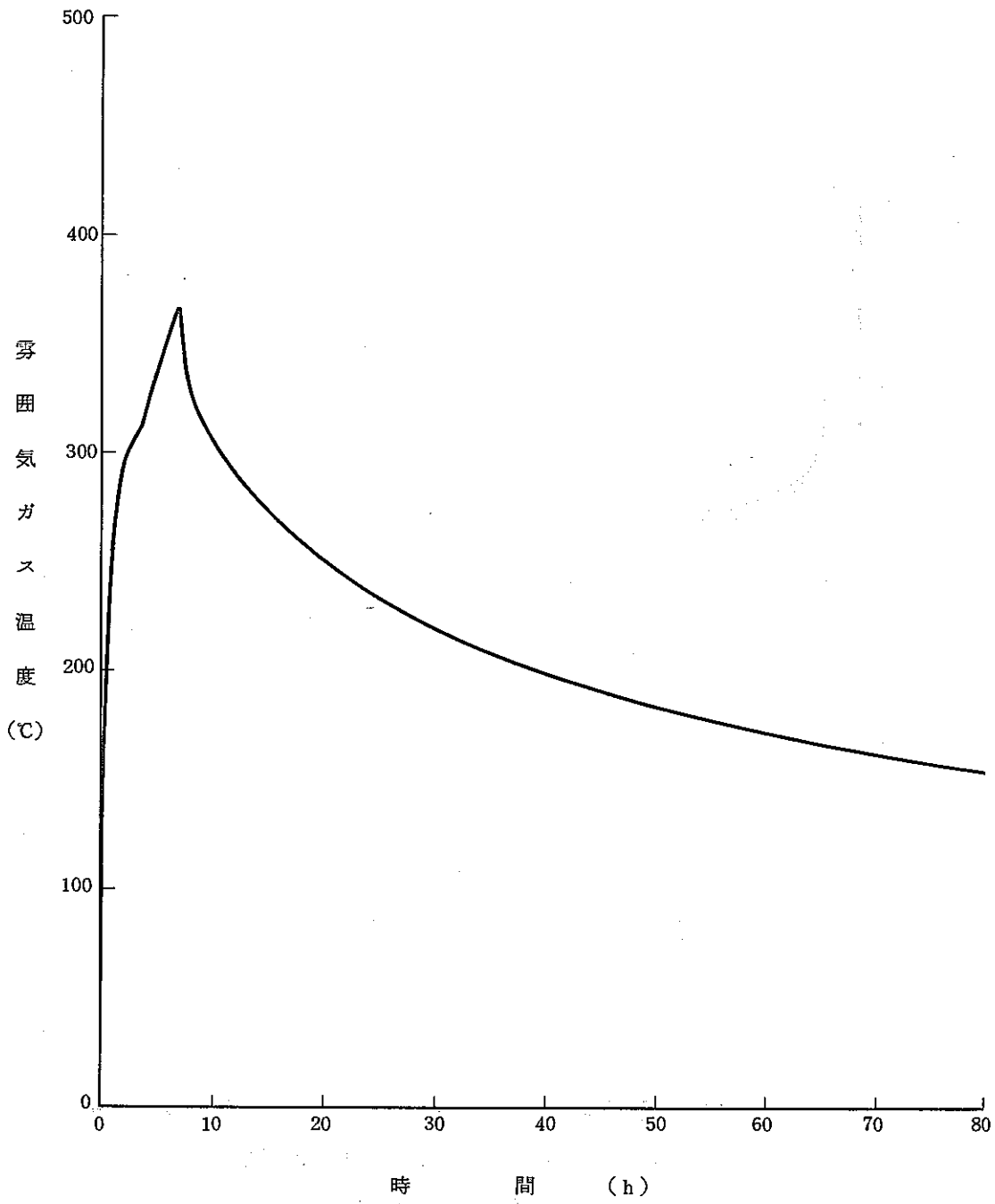
第 2-26 図 1 次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損)
 : 漏えいナトリウムによる熱的影響 (3)
 — 1 次主冷却系室 (下部室) 床ライナ温度変化



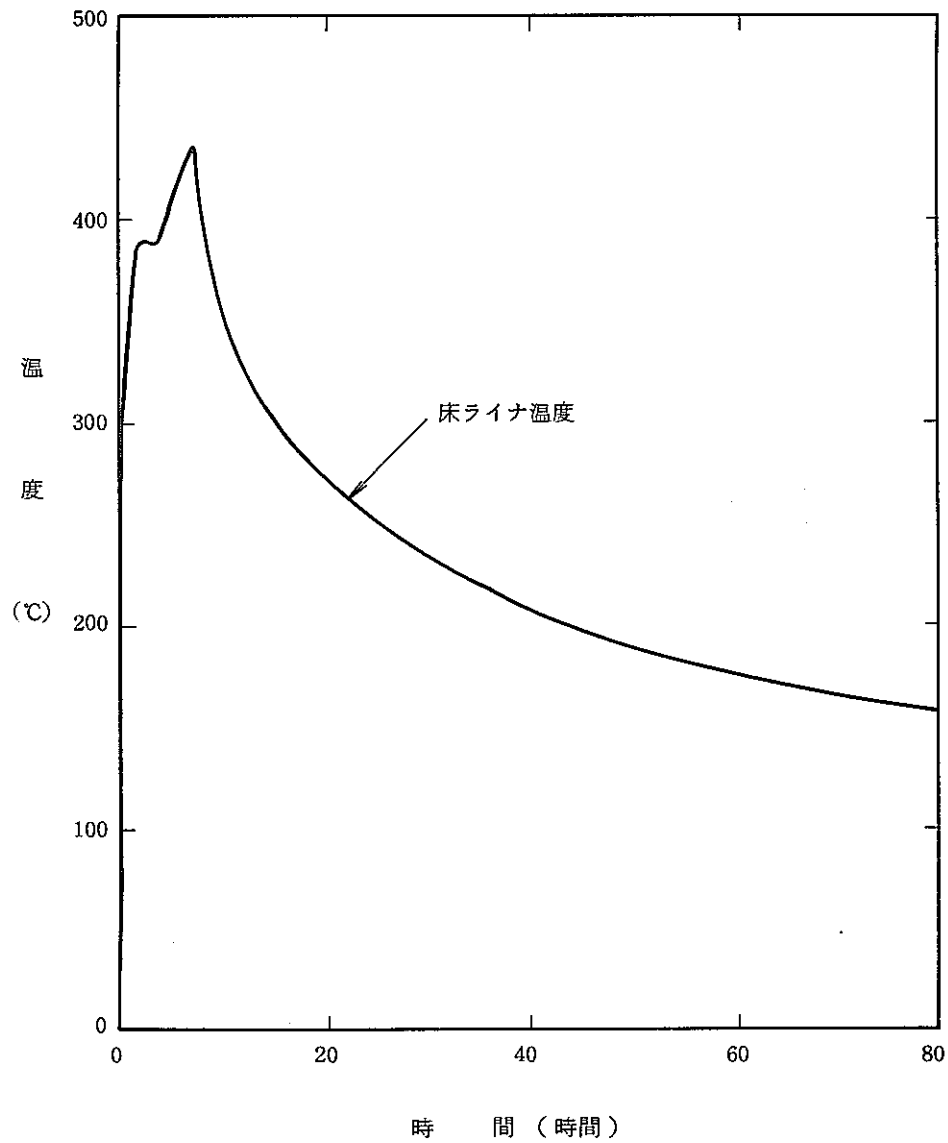
第2-27図 1次冷却材漏えい事故（ホットレグ配管破損）
 : 漏えいナトリウムによる熱的影響(4)
 —— 原子炉格納容器内圧及び温度変化



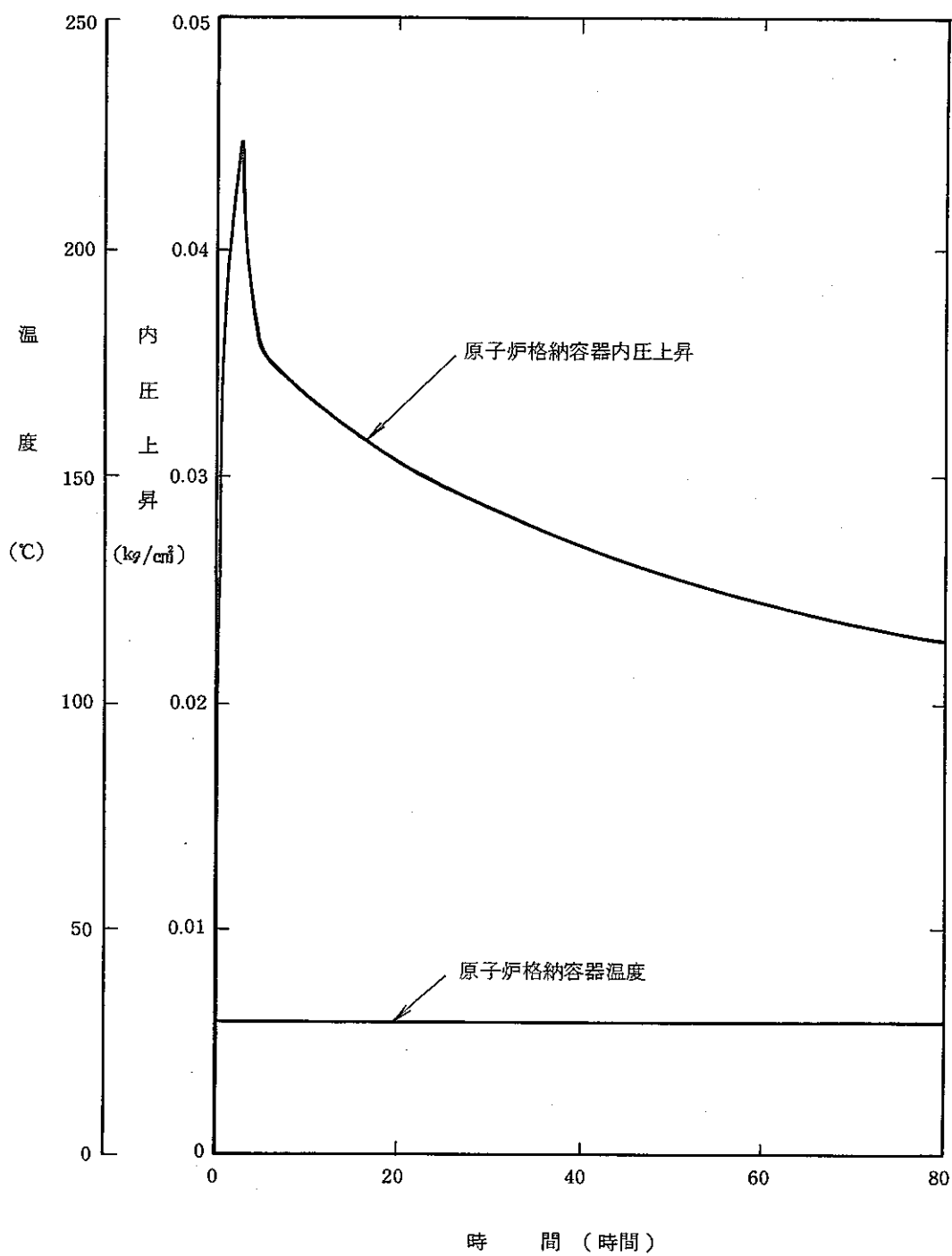
第2-28 図 1次冷却材漏えい事故(コールドレグ配管破損)
 : 漏えいナトリウムによる熱的影響(1)
 — 1次主冷却系室(上部室)温度変化



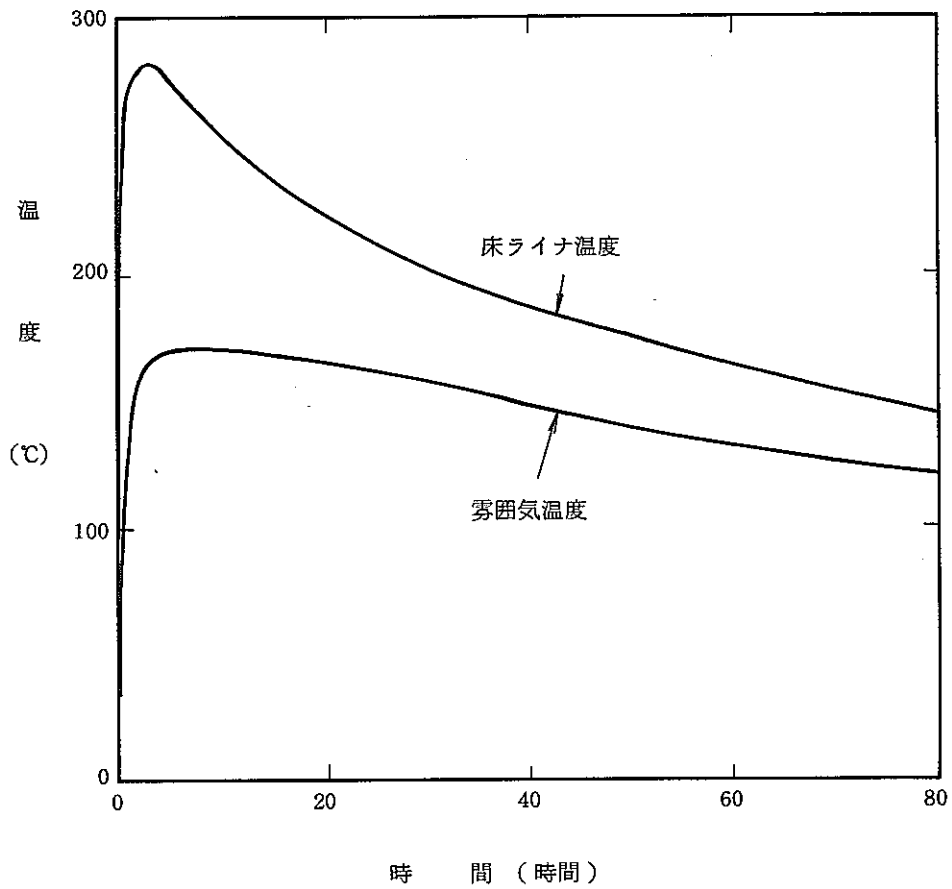
第 2-29 図 1 次冷却材漏えい事故 (コールドレグ配管破損)
 : 漏えいナトリウムによる熱的影響 (2)
 — 1 次主冷却系室 (下部室) 雰囲気温度変化



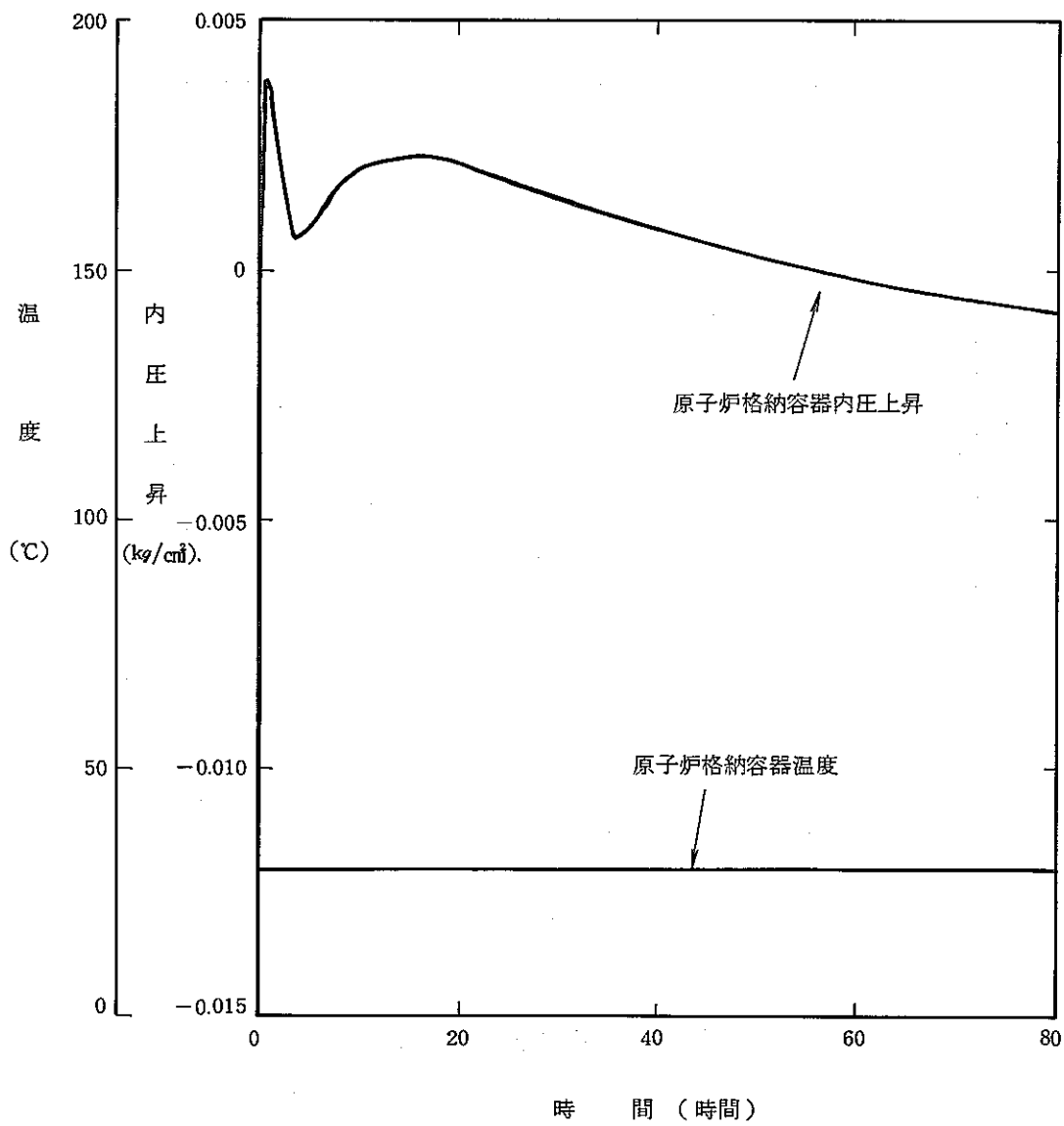
第2-30図 1次冷却材漏えい事故 (コールドレグ配管破損)
 : 漏えいナトリウムによる熱的影響 (3)
 — 1次主冷却系室 (下部室) 床ライナ温度変化



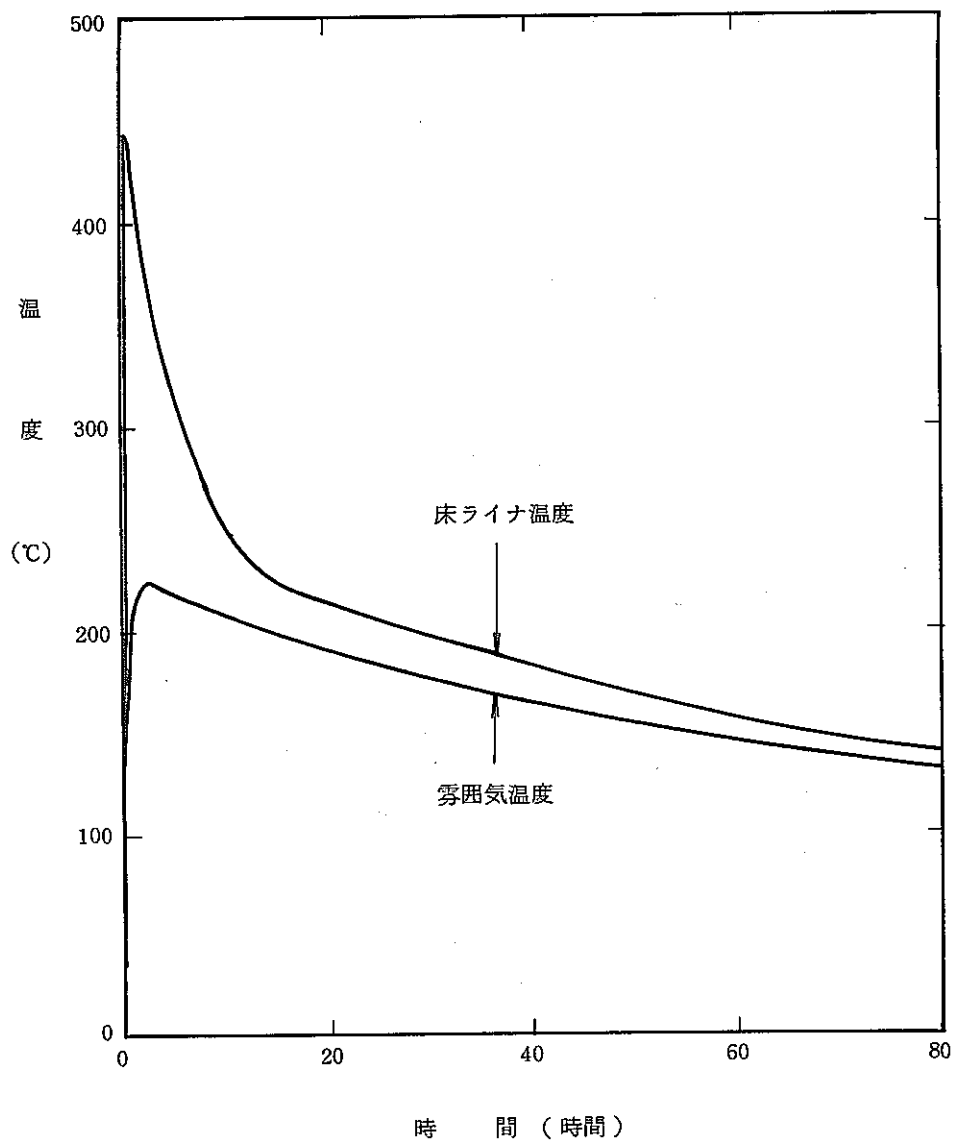
第2-31図 1次冷却材漏えい事故(コールドレグ配管破損)
 :漏えいナトリウムによる熱的影響(4)
 ——原子炉格納容器内圧及び温度変化



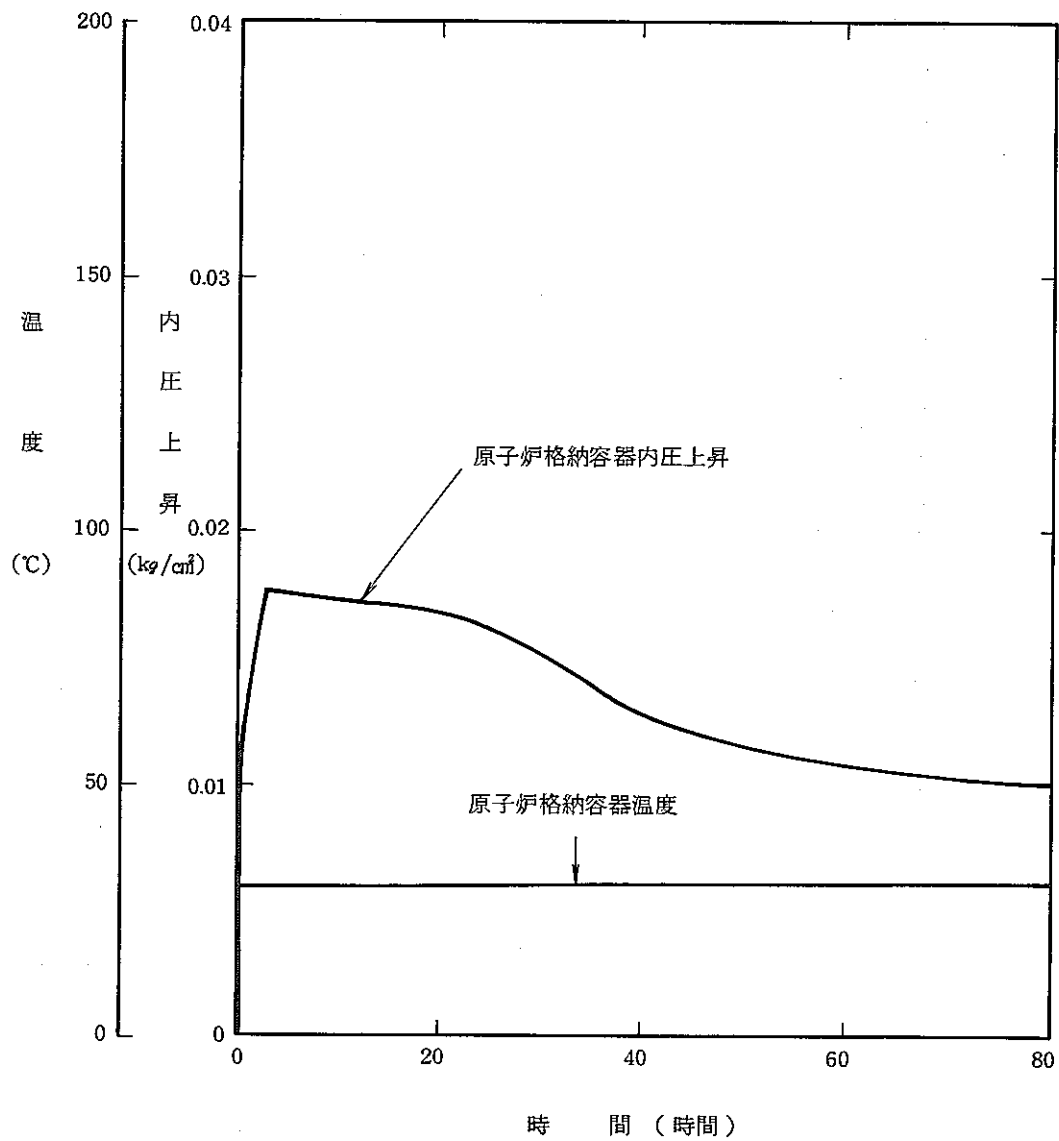
第2-32図 1次ナトリウム補助設備漏えい事故
 : ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故(1)
 —— 1次主冷却系室(下部室)温度変化



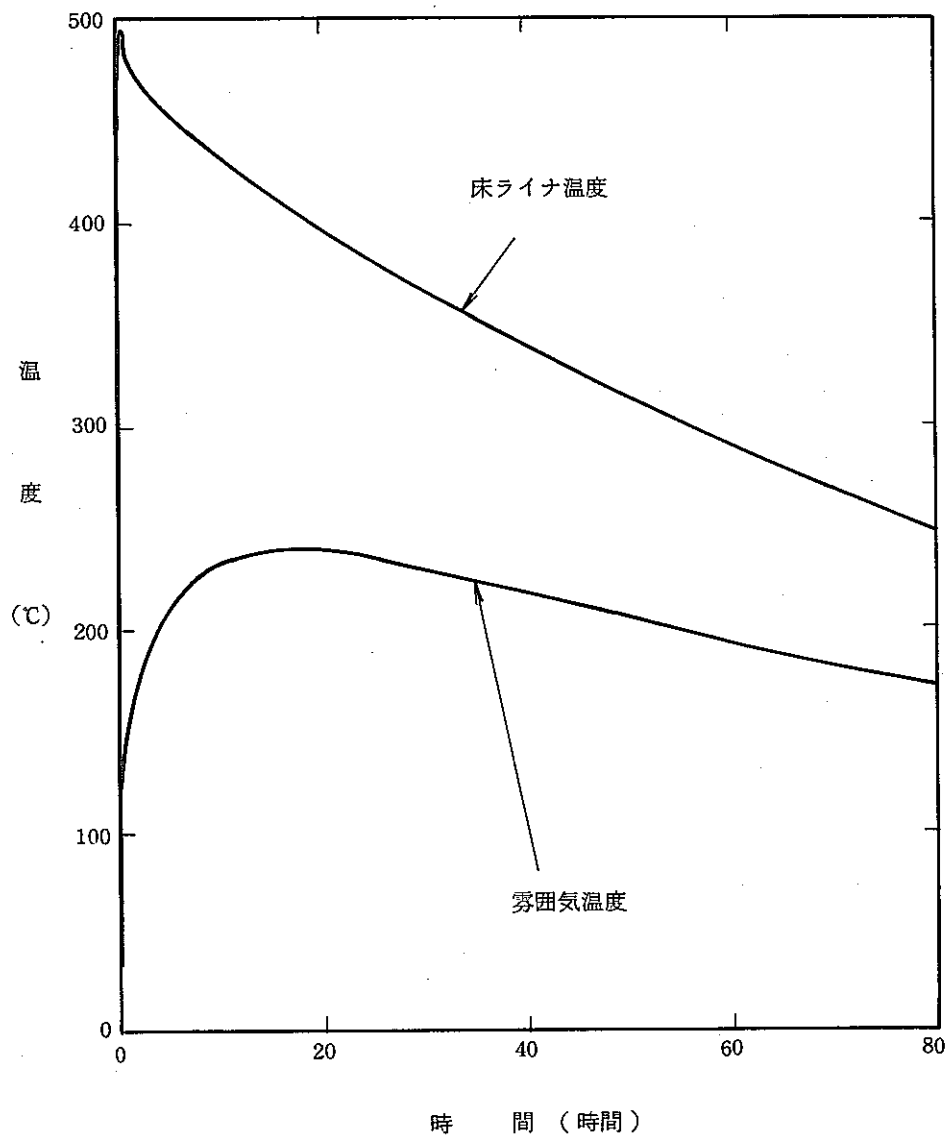
第2-33図 1次ナトリウム補助設備漏えい事故
 : ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故(2)
 —— 原子炉格納容器内圧及び温度変化



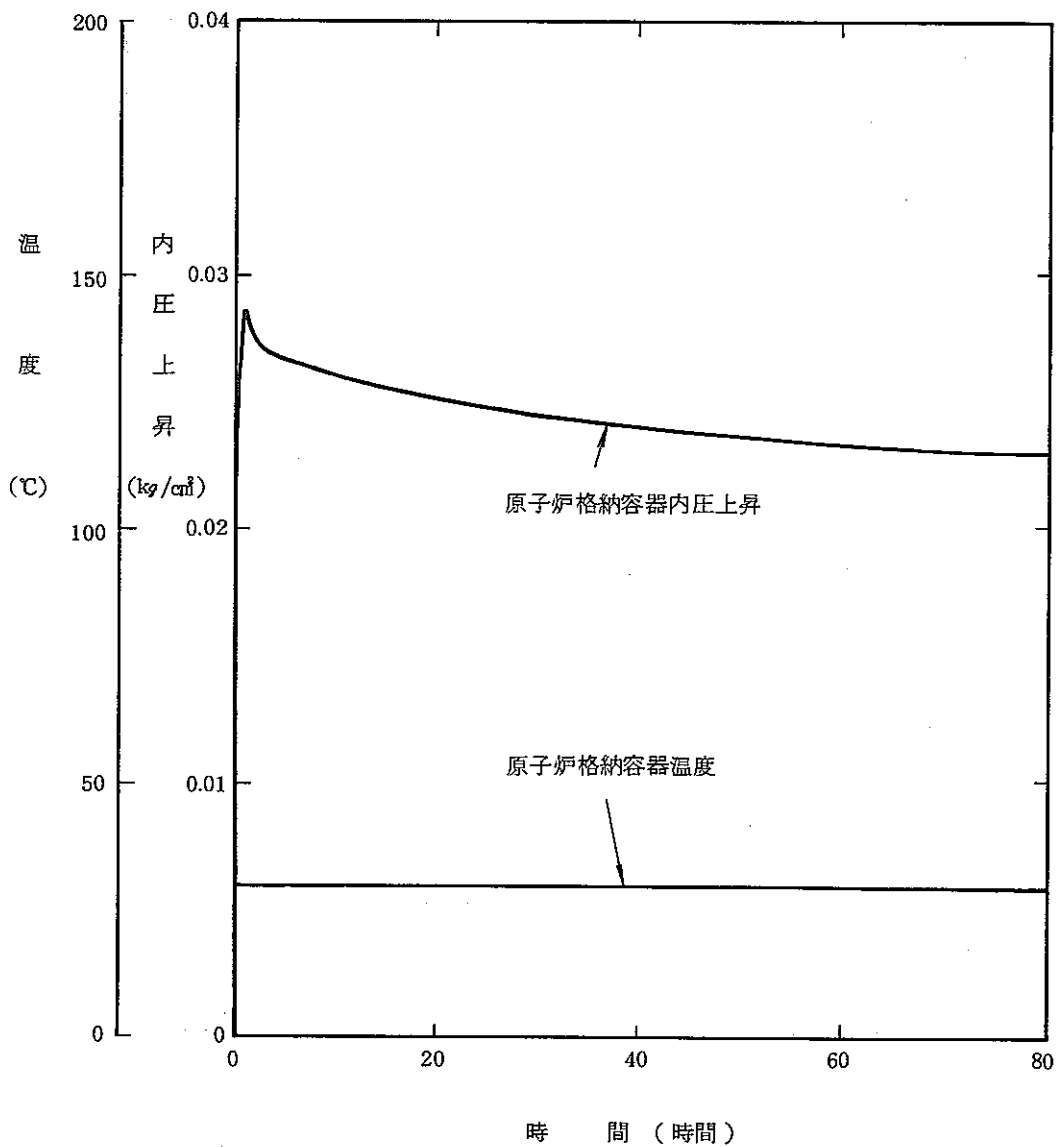
第2-34図 1次ナトリウム補助設備漏えい事故
 : オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故(1)
 —— 1次主冷却系室(下部屋)温度変化



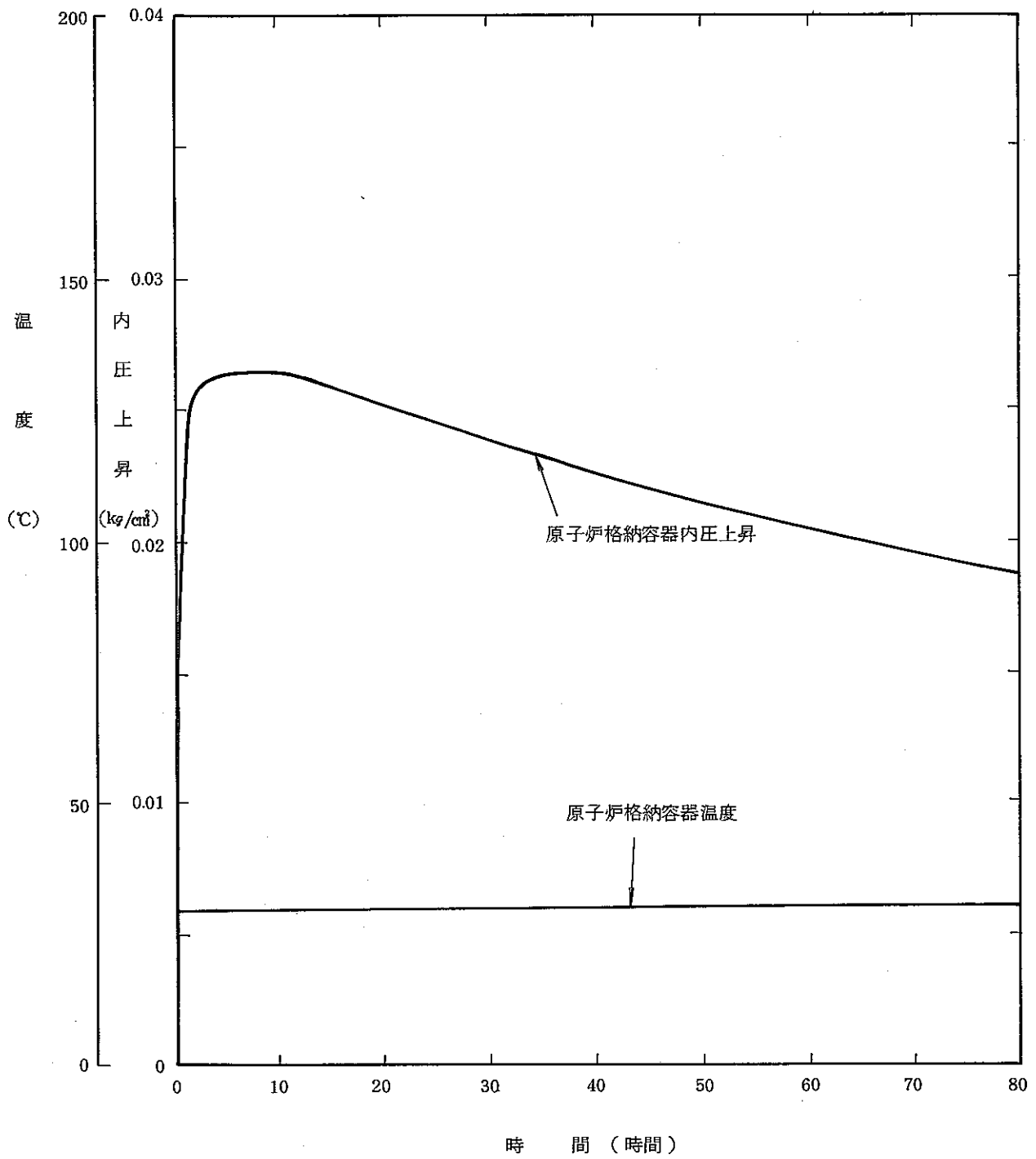
第2-35図 1次ナトリウム補助設備漏えい事故
 ○：オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故(2)
 ———原子炉格納容器内圧及び温度変化



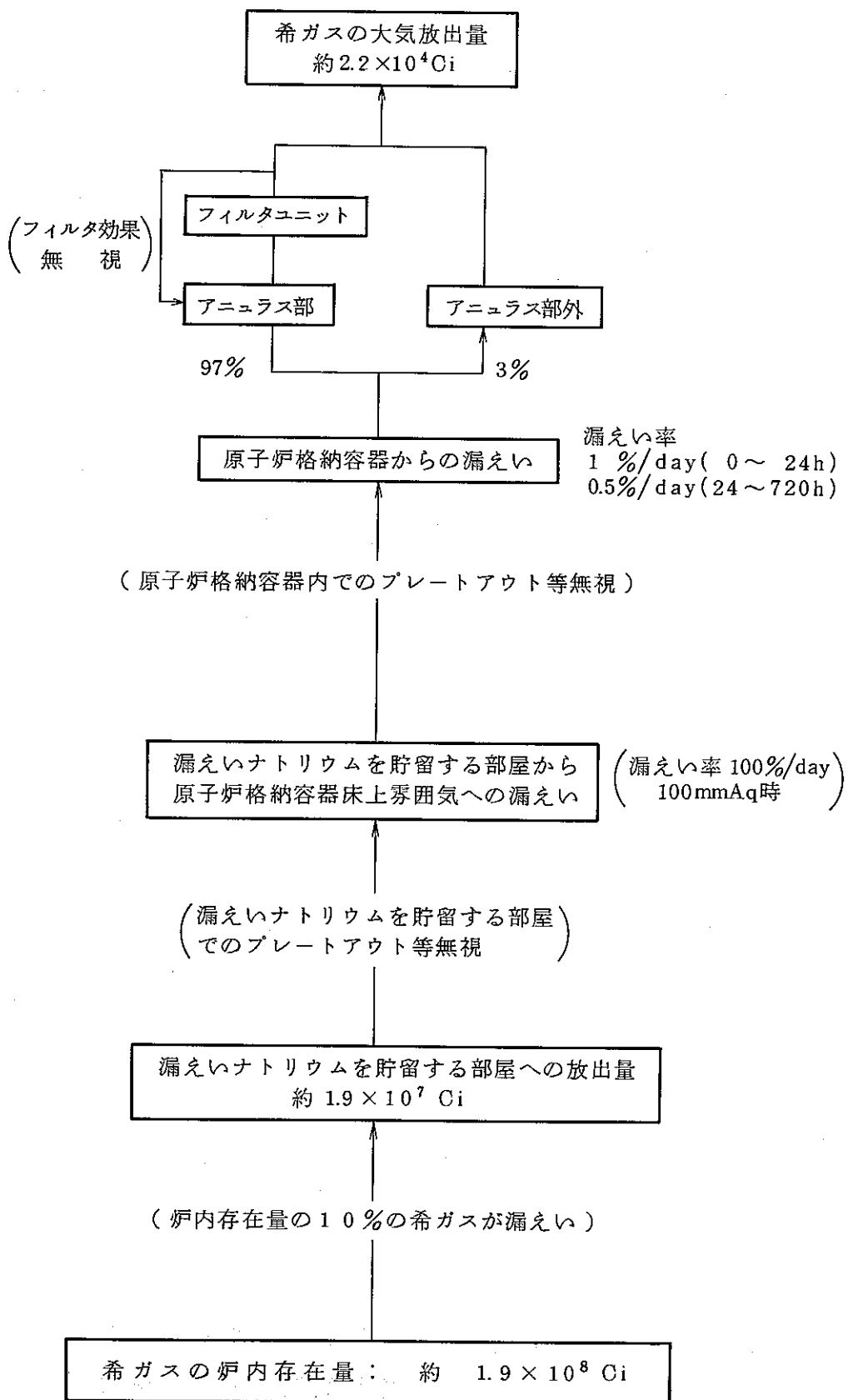
第2-36図 1次ナトリウム補助設備漏えい事故
 : コールドトラップからのナトリウム漏えい事故(1)
 —— 1次ナトリウム純化系室温度変化



第2-37図 1次ナトリウム補助設備漏えい事故
 : コールドトラップからのナトリウム漏えい事故(2)
 —— 原子炉格納容器内圧及び温度変化

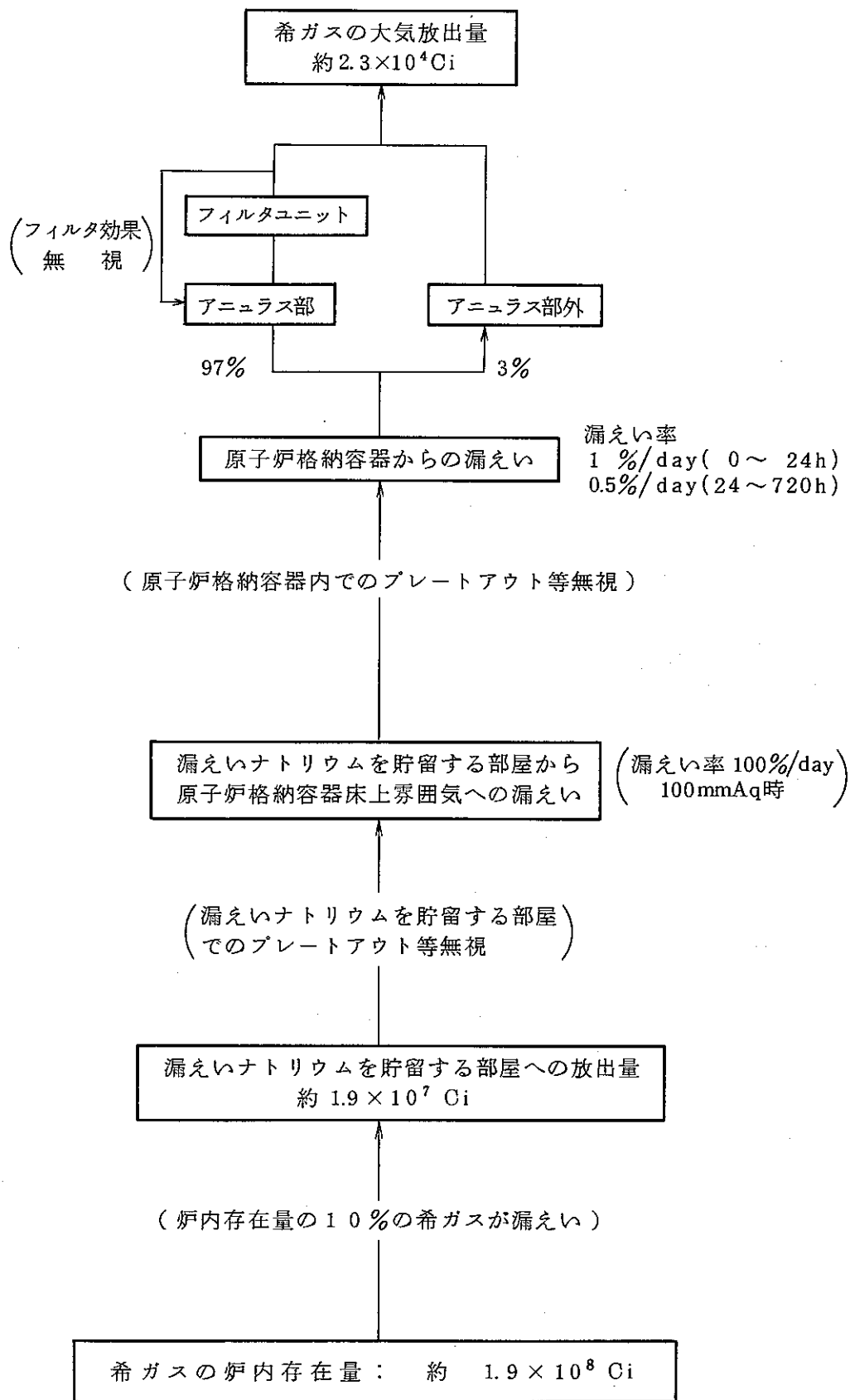


第2-38図 1次主冷却系配管大口徑破損事象
 ——原子炉格納容器内圧及び温度変化

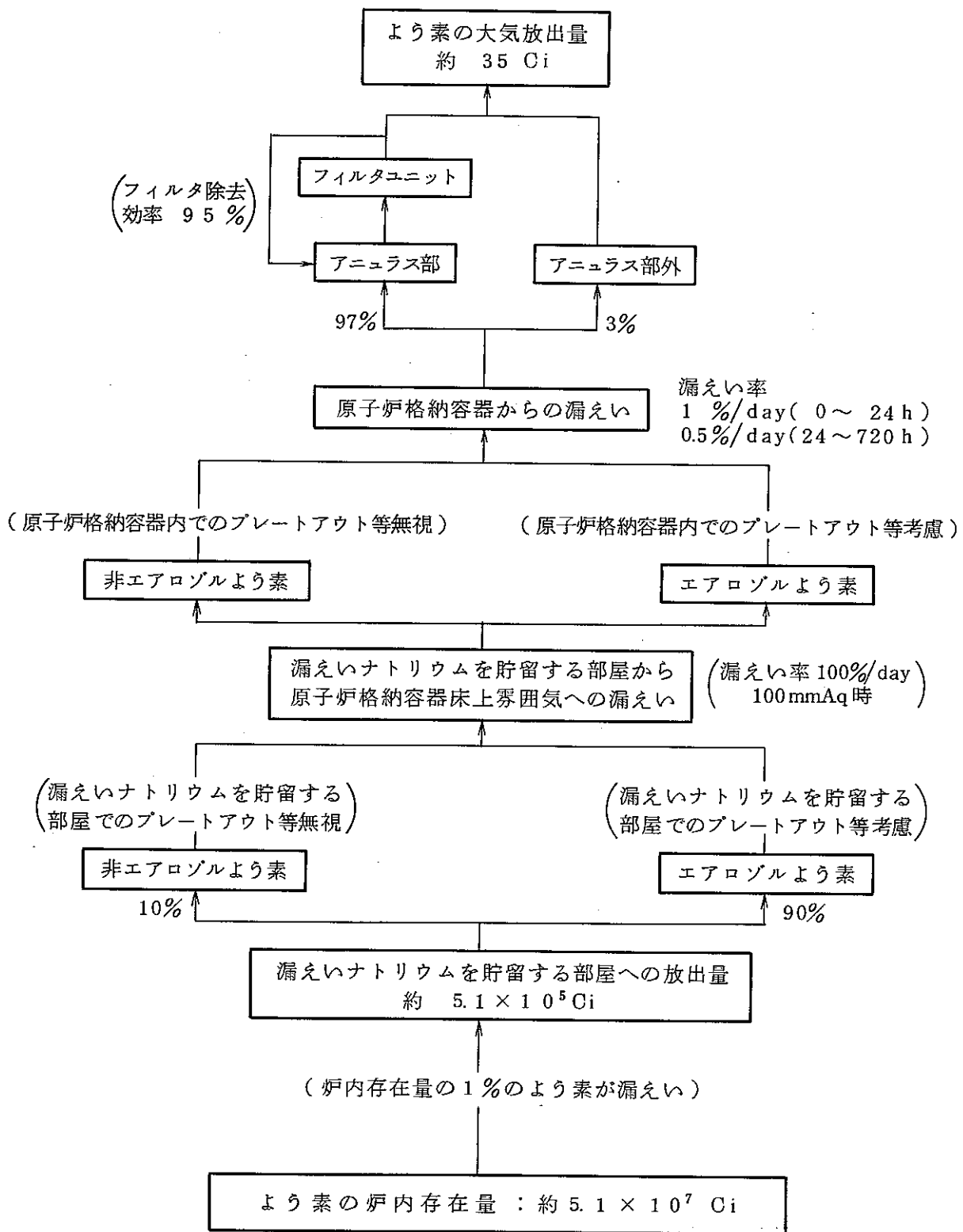


(注) ガンマ線0.5MeV換算

第2-39図 1次冷却材漏えい事故(ホットレグ破損)
 一希ガスの大気放出過程概要(重大事故相当)

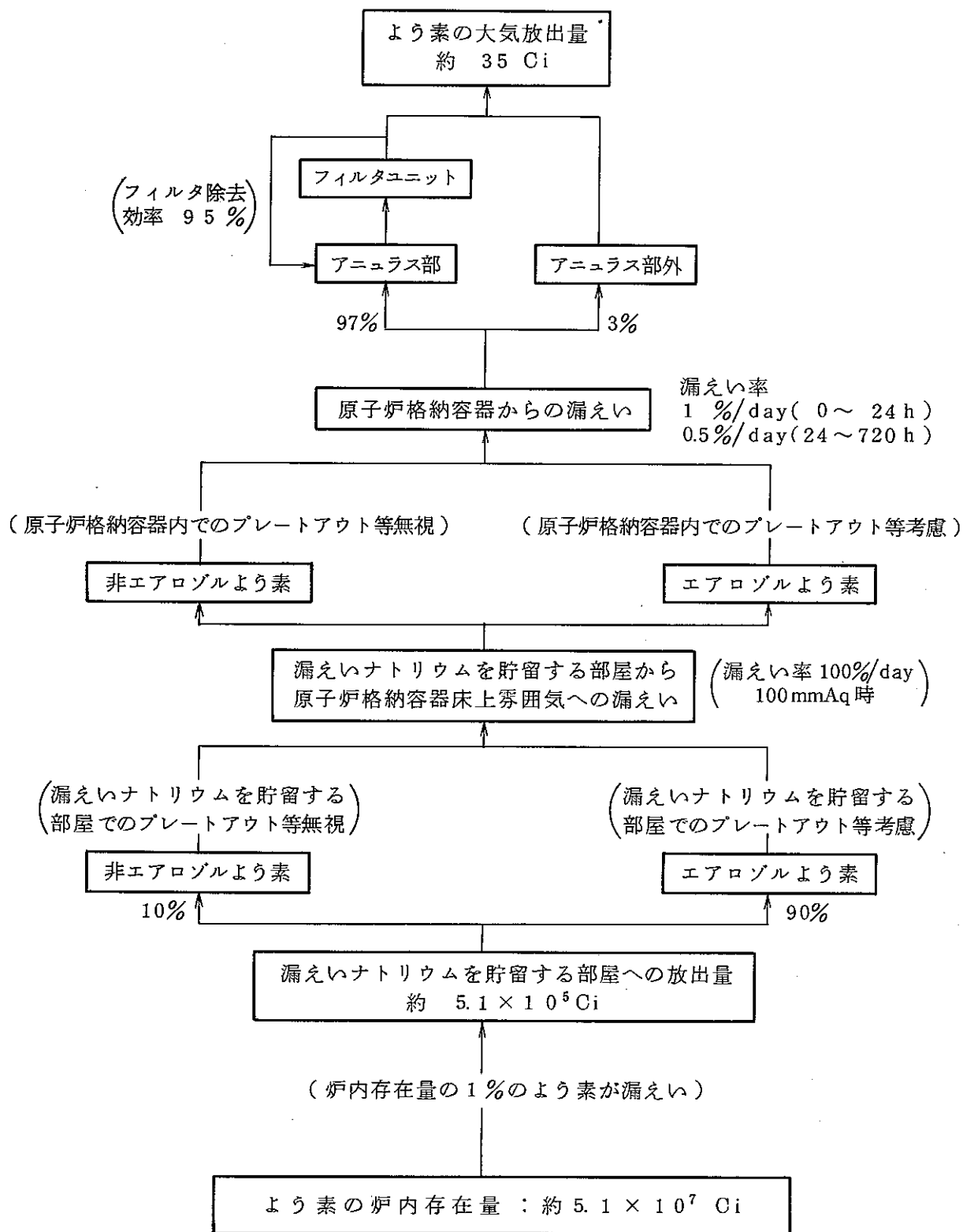


第2-40図 1次冷却材漏えい事故(コールドレグ破損)
 一希ガスの大気放出過程概要(重大事故相当)



(註) I-131 等価 Ci

第2-41図 1次冷却材漏えい事故(ホットレグ破損)
—よう素の大気放出過程概要(重大事故相当)



(注) I-131等価 Ci

第2-42図 1次冷却材漏えい事故(コールドレグ破損)
 —よう素の大气放出過程概要(重大事故相当)

3. 1次アルゴンガス系設備

3.1 概要

1次アルゴンガス系設備常温活性炭吸着塔の運転温度の低温化による希ガス減衰効果の増大、減衰タンクの設置等の効果を取り入れた設計とすることにより、希ガス除去・回収設備及び圧力調整タンクを削除しても、従業員及び敷地周辺の公衆に対する放射線被ばく線量は低く抑制される。

3.2 1次アルゴンガス系設備の概要

1次アルゴンガス系設備に係る変更を行う場合、1次アルゴンガス系設備の概要は以下の通りとする。

1次アルゴンガス系設備は、原子炉容器等1次冷却材を包含する機器設備の自由液面をおおう不活性なアルゴンガスを取扱う設備であり、原子炉容器ベーパートラップ、常温活性炭吸着塔、圧縮機、減衰タンク、配管、弁類等からなる。

通常運転時には原子炉容器内のカバーガスは原子炉容器ベーパートラップでナトリウムベーパー等を除去された後、常温活性炭吸着塔に入る。常温活性炭吸着塔で放射能を減衰させた後、圧縮機により減衰タンクへ送りこまれ、再び原子炉容器にもどるが、その一部は1次主冷却系循環ポンプ軸シールガス及び原子炉容器しゃへいプラグ上塔載機器からのブローダウンガスとして使用される。

原子炉容器内カバーガス圧力は、原子炉容器出口部の圧力により常時監視されており、原子炉容器へ送り込まれるガス流量を適切に制御することにより、所定の値に保持される。

1次アルゴンガス系設備の系統概要は第3-1図の通りであり、その主要構成を以下に示す。

(1) 原子炉容器ベーパートラップ

原子炉容器内ナトリウム自由液面より発生するナトリウム蒸気を除去する設備であり、2系列（うち1系列は予備）設置している。

(2) 各種タンク類

浄化ガス供給タンクは、原子炉格納容器内の各機器に浄化アルゴンガスを供給するものである。高圧サージタンクは、圧縮機出口側に設置され、圧縮機吐出圧力の脈動及び圧力変動を抑制するものである。高圧サージタンクを出たアルゴンガスは、ガス中の放射性核種を減衰させるとともに、浄化ガス供給タンクの安定した圧力の保持のため減衰タンクを経由して循環させる。

(3) 圧縮機

密封型の圧縮機であり、並列に2基設けることにより故障や修理に対処できる。

(4) 常温活性炭吸着塔

所定の温度に維持された活性炭にて原子炉容器カバーガス中の希ガスをホールドアップすることにより、カバーガス中の放射能を減衰させる。

1次アルゴンガス系設備の設備仕様を第3-1表に示す。

なお、ここで設定している1次アルゴンガス系設備に関して従来との主な相違点を整理すると

以下のとおりである。

- (1) 常温活性炭吸着塔の運転温度の低温化
- (2) 未処理アルゴンガス排出の削減
- (3) 減衰タンクの設置及びナトリウム供給設備受入タンクの仮設化
- (4) 圧力調整タンクの削除

3.3 1次アルゴンガス系設備の運用

1次アルゴンガス系設備は下記の如く運用する。

(1) 1次アルゴンガス系設備は、出力運転時に1次主冷却系の高所部ナトリウムの圧力が雰囲気
に比べて負圧にならないように、カバーガス圧力を制御する。圧力制御は、圧力調整タンクを
削除しても、原子炉容器出口部に設置する圧力計を用いて適切に制御できる。

(2) 1次アルゴンガス系設備には、常温活性炭吸着塔を設置することによりカバーガス中に核分
裂生成ガス（キセノン・クリプトン）が混入した場合に、その濃度を所定の濃度以下に押え、
カバーガスを循環使用する。

常温活性炭吸着塔には、冷却装置を設置し、核分裂生成ガスの吸着、減衰に必要な所定の運
転温度を維持する。

(3) 1次アルゴンガス系の排ガスは、気体廃棄物処理設備に導き処理する。

(4) 1次アルゴンガス系設備の異常な1次アルゴンガス漏えいや破損時には、雰囲気放射能検出
器や1次アルゴンガス系の流量計等の信号により、これを速やかに検知し、隔離弁を閉鎖する
ことにより、大量の放射性ガスが環境に放出されることを防止できるようにする。

さらに、高放射性物質を内包する常温活性炭吸着塔は、常温活性炭吸着塔収納設備内に設置
する。

(5) 常温活性炭吸着塔を経由したアルゴンガスは、専用の減衰タンクを設置し、これに導くこと
により、特に放射性アルゴンを減衰させる。

なお、ナトリウム供給設備受入タンクを減衰用に使用することは行わない。

3.4 放射能浄化性能

3.4.1 常温活性炭吸着塔の運転温度の低温化と希ガスホールドアップ時間

常温活性炭吸着塔の希ガスホールドアップ時間は、活性炭量、処理ガス流量及び活性炭温度に依存する。

活性炭充填量 14 ton で処理ガス流量 6.5 Nm³/h の場合の希ガスホールドアップ時間の温度依存性を第 3-2 図及び第 3-3 図に各々、キセノン、クリプトンについて示す。

図中、斜線で示された領域が実験により得られた値であり、本設計ではこれに余裕を考慮して、実線で示された値を採用することとする。

これから、活性炭の温度を低下させることにより希ガスホールドアップ時間は増大し、希ガスに対する減衰効果の増大が可能となる。従来の設計では、活性炭の温度を 50℃ としていたので、希ガスホールドアップ時間はキセノンで 30 日、クリプトンで 40 時間である。

第 3-2 図及び第 3-3 図より、活性炭温度を従来より 20℃ 下げて 30℃ とすることにより、希ガスホールドアップ時間は、キセノン 60 日、クリプトン 80 時間と従来の約 2 倍の性能が得られることとなる。

3.4.2 希ガス除去・回収設備

希ガス除去・回収設備は、蒸留設備（連続蒸留塔、回分蒸留塔）、保冷槽および回収ガス貯蔵設備より構成され、原子炉容器から常温活性炭吸着塔を経由して送られてきた 1 次アルゴンガスを液化・蒸留し、アルゴン、クリプトン、キセノンの沸点の差を利用してアルゴンガスよりクリプトン、キセノンの分離・除去を図るものである。

希ガス核種のうち、公衆被ばく上、寄与の大きい短寿命核種は常温活性炭吸着塔にて減衰されるが、希ガス除去・回収設備では、主に長寿命核種（クリプトン-85：半減期 10.76 年）の除去効果が大きい。しかし、長寿命核種の希ガスは、炉内での生成量が少なく、かつ実効エネルギーが低いため、公衆被ばく上の寄与は、一般に小さい。

従って、常温活性炭吸着塔の運転温度の低温化により希ガスホールドアップ時間を増大させて主要な希ガス核種の減衰効果を高めることにより、希ガス除去・回収設備の削除が可能となるものと考えられる。

3.4.3 1 次アルゴンガス系の希ガス及びよう素の濃度

常温活性炭吸着塔の低温化による希ガス減衰効果の増大、希ガス除去・回収設備の削除、減

衰タンクの設置，及び圧力調整タンクの削除を行った場合の1次アルゴンガス系の希ガス及び
 よう素の濃度を評価する。

(1) 計算方法

定格熱出力の1%に相当する熱を発生している燃料要素の被ふく管に欠陥がある場合
 を想定し，燃料ペレット・被ふく管ギャップへ放出された核分裂生成物が1次冷却材中
 へ漏出するものとする。1次冷却材から1次アルゴンガス系カバーガスへは希ガスのほ
 ぼ全量が移行するが，よう素はごく一部しか移行しない。

1次アルゴンガス系カバーガスは，常温活性炭吸着塔によって放射性的希ガス（キセ
 ノン，クリプトン）が減衰されるとともに，放射性よう素が除去されて，高圧サージタ
 ンク，減衰タンク，浄化ガス供給ヘッドを経て原子炉容器カバーガスへ戻される。

1次アルゴンガス系の放射性物質濃度は以下の方法により計算する。

(i) カバーガス中希ガスの濃度

$$C_{ig} = \frac{1}{V_g(\lambda_i + \lambda_g)} S_i [1 - e^{-(\lambda_i + \lambda_g)t}]$$

ここで，

C_{ig} : 1次アルゴンガス系カバーガス中の核種 i の濃度 (C_i/m^3)

V_g : 炉上部カバーガス部体積 (m^3)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 ($1/s$)

λ_g : 炉上部カバーガスからの流出係数 ($1/s$)

$$\lambda_g = \frac{q A_g}{V_g} [1 - e^{-(\lambda_i t_H)}]$$

q : カバーガス流量 (Nm^3/s)

A_g : カバーガス体積の標準状態への換算係数 (m^3/Nm^3)

t_H : 希ガスホールドアップ時間 (s)

S_i : 核種 i の放出率 (C_i/s)

核分裂生成物 : 燃料からの放出率

アルゴン : 炉上部カバーガス空間における発生率

t : 炉運転時間 (s)

(ii) 活性炭吸着塔出口の希ガスの濃度

$$C_{iH} = C_{iG} (A_G / A_H) e^{-(\lambda_i t_H)}$$

ここに、

C_{iH} : 活性炭吸着塔出口での核種 i の濃度 (C_i / m^3)

A_H : 活性炭吸着塔出口でのガス体積の標準状態への換算係数
(m^3 / Nm^3)

(iii) 高圧サージタンク出口の希ガスの濃度

$$C_{iS} = q C_{iH} A_H \frac{1}{V_S (\lambda_i + \lambda_S)} [1 - e^{-(\lambda_i + \lambda_S) t}]$$

ここに、

C_{iS} : 高圧サージタンク出口の核種 i の濃度 (C_i / m^3)

V_S : 高圧サージタンク体積 (m^3)

λ_S : 高圧サージタンクからの流出係数 ($1/s$)

$$\lambda_S = \frac{q A_S}{V_S}$$

A_S : 高圧サージタンク内ガス体積の標準状態への換算係数 (m^3 / Nm^3)

(iv) 減衰タンクの希ガスの濃度

$$C_{iD} = q C_{iS} A_S \frac{1}{V_D (\lambda_i + \lambda_D)} [1 - e^{-(\lambda_i + \lambda_D) t}]$$

ここに、

C_{iD} : 減衰タンク中の核種 i の濃度 (C_i / m^3)

V_D : 減衰タンク体積 (m^3)

λ_D : 減衰タンクからの流出係数 ($1/s$)

$$\lambda_D = \frac{q A_D}{V_D}$$

A_D : 減衰タンク内ガス体積の標準状態への換算係数 (m^3 / Nm^3)

(v) 浄化ガス供給タンクの希ガスの濃度

$$C_{ic} = q C_{iD} A_D \frac{1}{V_c (\lambda_i + \lambda_c)} [1 - e^{-(\lambda_i + \lambda_c)t}]$$

ここに

C_{ic} : 浄化ガス供給タンク中の核種 i の濃度 (C_i/m^3)

V_c : 浄化ガス供給タンクの体積 (m^3)

λ_c : 浄化ガス供給タンクからの流出係数 ($1/s$)

$$\lambda_c = \frac{q A_c}{V_c}$$

A_c : 浄化ガス供給タンク内ガス体積の標準状態への換算係数 (m^3/Nm^3)

(vi) カバーガス中よう素濃度

$$C_{iG} = K \frac{V_{Na}}{V_G} C_{iNa}$$

$$C_{iNa} = \frac{1}{\lambda_i V_{Na}} S_i \alpha [1 - e^{-(\lambda_i t_L)}]$$

ここに,

K : よう素の冷却材中からカバーガス中への移行係数

V_{Na} : 1次冷却材体積 (m^3)

C_{iNa} : 1次冷却材中の核種 i の濃度 (C_i/m^3)

α : よう素の1次冷却材中溶存割合

t_L : 原子炉全運転時間 (s)

(2) 計算条件

計算に用いるパラメータは以下のとおりとする。

$$V_0 : 70 \quad (\text{m}^3)$$

$$q : 1.81 \times 10^{-3} \quad (\text{Nm}^2/\text{s})$$

S_i, λ_i

核種	$S_i (C_i / \text{s})$	$\lambda_i (1 / \text{s})$
Kr - 83m	9.1×10^{-1}	1.03×10^{-4}
Kr - 85m	5.7×10^{-1}	4.37×10^{-5}
Kr - 85	1.9×10^{-5}	2.04×10^{-9}
Kr - 87	1.8	1.52×10^{-4}
Kr - 88	1.6	6.87×10^{-5}
Xe - 131m	1.3×10^{-3}	6.80×10^{-7}
Xe - 133m	1.7×10^{-1}	3.55×10^{-6}
Xe - 133	6.9×10^{-1}	1.52×10^{-6}
Xe - 135m	2.7×10^1	7.40×10^{-4}
Xe - 135	5.3	2.11×10^{-5}
Xe - 138	1.8×10^1	6.60×10^{-4}
I - 131	1.5×10^{-1}	9.96×10^{-7}
I - 133	7.8×10^{-1}	9.48×10^{-6}
Ar - 41	2.6×10^{-3}	1.05×10^{-4}

$$t : 3.15 \times 10^7 \quad (\text{s})$$

$$K : 5 \times 10^{-7}$$

$$V_{Na} : 940 \quad (\text{m}^3)$$

$$\alpha : 0.8$$

$$t_H : 5.184 \times 10^6 (\text{Xe}) \quad (\text{s})$$

$$2.88 \times 10^5 (\text{Kr}) \quad (\text{s})$$

$$t_L : 9.46 \times 10^3 \quad (\text{s})$$

V_m , A_m (但し, m はG, H, S, D, Cのいずれかを示す)

m	V_m (m ³)	A_m (m ³ /Nm ³)
G	70	1.73
H	24	0.716
S	1	0.277
D	80	0.307
C	1	0.307

(3) 計算結果

計算の結果, 得られた1次アルゴンガス系の希ガスおよびよう素の濃度を第3-2表に示す。

(4) 評価

希ガス除去・回収設備の削除に伴い, カバーガス中の希ガス及びよう素の濃度は従来とほとんど変化していないが, 浄化ガスの濃度は長半減期核種に関して増加している。しかしながら被ばく上の影響に関して, エネルギー強度との兼ね合いを考慮して, 浄化ガス供給タンクの線源を評価すると第3-4図に示す通りである。

透過能の大きい高エネルギー群(1 MeV ~ 3 MeV)については, 希ガスホールドアップ時間をキセノン60日, クリプトン80時間とすることによって, 従来と同程度となることが判る。

3.5 敷地周辺の公衆の被ばく線量評価

1次アルゴンガス系設備に係る変更を行った場合の線源変更及び気象指針の変更（単位系の変更）を考慮し、次の4件に関して敷地周辺の公衆の被ばく線量を評価した。

- (1) 通常運転時
- (2) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (3) 1次アルゴンガス漏えい事故
- (4) 1次アルゴンガス漏えい事故（重大事故相当）

3.5.1 通常運転時の被ばく線量評価

気体廃棄物中の希ガスのガンマ線及び液体廃棄物中の放射性物質による全身被ばく線量並びによう素に起因する甲状腺被ばく線量を、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針について」を参考とし、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に従って評価する。

3.5.1.1 全身被ばく線量評価

- (1) 気体廃棄物中の希ガスのガンマ線による全身被ばく線量

- (i) 計算方法の概要

全身被ばく線量の計算に使用する気体廃棄物中の希ガスとして第3-3表に示すとおり次の4種類を対象とする。

- (a) 原子炉停止時の原子炉格納施設の換気により放出される希ガス
- (b) 原子炉運転中の原子炉格納施設の換気により放出される希ガス
- (c) 原子炉補助建物の換気により放出される希ガス
- (d) 気体廃棄物処理設備からの排気により放出される希ガス

(a)は放出が間欠的な事象であるため着目方位及びその隣接2方位へ向かう風の出現頻度の和と年間の放出回数とから、二項確率分布の信頼度が67%となるように着目方位を中心とした3方位への最大放出回数を求め、その放射性雲からの全身被ばく線量を計算する。また、風速については、方位別大気安定度別風速逆数の平均を用い、(b)、(c)及び(d)は放出が連続的な事象であるとして、方位別大気安定度別逆数の総和を用いて、その放射性雲からの全身被ばく線量を計算する。なお、風が着目方位に隣接する方位に向かっている場合は、着目方位にも全身被ばく線量の寄与があるので、これも加算する。

全身被ばく線量の計算は排気筒を中心として16方位に分割したうちの陸側10方位

の周辺監視区域外について行い、希ガスのガンマ線による全身被ばく線量が最大となる地点での線量を求める。

(ii) 計算結果

陸側10方位の周辺監視区域外について希ガスのガンマ線による全身被ばく線量の計算を行った結果は第3-4表に、また、評価地点は第3-5図に示すとおりである。これによれば陸側10方位の周辺監視区域外で希ガスのガンマ線による全身被ばく線量が最大となるのは排気筒から東南東方向約690m地点であり、その全身被ばく線量は、年間約0.073mremである。

(2) 液体廃物中の放射性物質による全身被ばく線量

(i) 計算方法の概要

液体廃棄物中の放射性物質による全身被ばく線量の計算は、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって放射性物質を体内摂取した場合について行う。

海水中の放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除した放水口における濃度とし、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(ii) 計算結果

液体廃棄物中の放射性物質による全身被ばく線量の計算結果は年間約0.066mremである。

(3) 全身被ばく線量評価結果

気体廃棄物中の希ガスのガンマ線による全身被ばく線量及び液体廃棄物中の放射性物質による全身被ばく線量は、それぞれ年間約0.073mrem及び0.066mremとなり、合計は年間約0.14mremである。

3.5.1.2 甲状腺被ばく線量評価

(1) 気体廃棄物中のよう素による甲状腺被ばく線量

(i) 計算方法の概要

甲状腺被ばく線量の計算に使用する気体廃棄物中のよう素として第3-5表に示すとおり、次の5種類を対象とする。

(a) 原子炉停止時の原子炉格納施設の換気により放出されるよう素

(b) 原子炉運転中の原子炉格納施設の換気により放出されるよう素

(c) 原子炉補助建物の換気により放出されるよう素

(d) 気体廃棄物処理設備からの排気により放出されるよう素

(e) 共通保修設備からの排気により放出されるよう素

気体廃棄物中のよう素による甲状腺被ばく経路は、呼吸摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取があるが、発電所周辺においては、乳牛が飼育されておらず、また、牧草地もないことから、被ばく経路としては、呼吸摂取と葉菜摂取とについて考える。

よう素の年平均地上空気中濃度は、(a)は放出が間欠的な事象であるとし、(b)～(e)は放出が連続的な事象であるとして、それぞれ希ガスのガンマ線による全身被ばく線量の計算の場合と同様の方法で求める。

呼吸及び葉菜摂取による甲状腺被ばく線量を求める場合には、排気筒を中心として、16方位に分割したうちの陸側10方位の周辺監視区域外について年平均地上空気中濃度が最大となる地点の地上空気中濃度を用いる。

(ii) 計算結果

気体廃棄物中のよう素による甲状腺被ばく線量を計算した結果は第3-6表に示すとおりである。

陸側10方位の周辺監視区域外で、よう素の年平均地上空気中濃度が最大となる地点に人が居住し、その付近で栽培される葉菜を摂取すると仮定して甲状腺被ばく線量を評価すると次のようになる。

成人	2.4×10^{-3} (mrem / y)
幼児	5.7×10^{-3} (mrem / y)
乳児	4.5×10^{-3} (mrem / y)

これによると、甲状腺被ばく線量が最大となるのは幼児であり、その甲状腺被ばく線量は年間約0.0057 mremである。

(2) 液体廃棄物中のよう素による甲状腺被ばく線量

(i) 計算方法の概要

液体廃棄物に含まれる放射性よう素による甲状腺被ばく線量は成人、幼児及び乳児が、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによって、よう素を体内摂取した場合について行う。

海水中のよう素の濃度は「3.5.1.1 (2) 液体廃棄物中の放射性物質による全身被ばく線量」と同様な方法で計算する。

(ii) 計算結果

液体廃棄物中のよう素による甲状腺被ばく線量の計算を行った結果は次のとおりである。

る。

海藻類を摂取する場合

成人	2.2×10^{-1} (mrem / y)
幼児	6.6×10^{-1} (mrem / y)
乳児	6.6×10^{-1} (mrem / y)

海藻類を摂取しない場合

成人	2.0×10^{-1} (mrem / y)
幼児	5.1×10^{-1} (mrem / y)
乳児	4.1×10^{-1} (mrem / y)

これによると甲状腺被ばく線量が最大となるのは海藻類を摂取する場合の幼児及び乳児であり、その甲状腺被ばく線量は年間約0.66 mremである。

(3) 気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の甲状腺被ばく線量

(i) 計算方法の概要

甲状腺被ばく線量の計算は空気中及び海水中によう素が存在するときの被ばく経路を考慮し、成人、幼児及び乳児が呼吸及び葉菜摂取並びに海産物摂取によってよう素を体内摂取した場合について行う。

(ii) 計算結果

気体廃棄物中及び液体廃棄物中のよう素を同時に摂取する場合の甲状腺被ばく線量の計算を行った結果は次のとおりである。

海藻類を摂取する場合

成人	2.2×10^{-1} (mrem / y)
幼児	6.6×10^{-1} (mrem / y)
乳児	6.6×10^{-1} (mrem / y)

海藻類を摂取しない場合

成人	2.1×10^{-1} (mrem / y)
幼児	5.1×10^{-1} (mrem / y)
乳児	4.1×10^{-1} (mrem / y)

これによると、甲状腺被ばく線量が最大となるのは、海藻類を摂取する場合の幼児及び乳児であり、その甲状腺被ばく線量は年間約0.66 mremである。

(4) 甲状腺被ばく線量評価結果

気体廃棄物中と液体廃棄物中とに含まれるよう素を同時に摂取する場合の甲状腺被ばく線量は、海藻類を摂取する場合の幼児及び乳児が最大となり年間約0.66mremである。

3.5.2 気体廃棄物処理設備破損事故

3.5.2.1 事故原因及び防止対策

(1) 事故原因及び事故説明

気体廃棄物処理設備の配管、廃ガス貯槽等が何らかの原因で破損すると、内蔵された放射性ガスが系統外に放出される。評価では、放出量が最大となる廃ガス貯槽2基に内蔵される放射性ガスが原子炉補助建物内に放出される事故として考える。

(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) 気体廃棄物処理設備の配管及び機器の材料の選定、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するとともに、品質管理や工程管理を十分行い、破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- (ii) 廃ガス貯槽のガス圧が貯槽の最高使用圧力を下まわるように廃ガス圧縮機の吐出圧力を決め、破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- (iii) 廃ガス受入弁、廃ガス貯槽出口弁を設け、放射性ガスの放出を抑制する。
- (iv) 気体廃棄物処理設備から、原子炉補助建物内に核分裂生成物が放出されたとしても、換気設備によって、常時排気筒に導かれる。

更に、排気筒には、放射性ガスの監視装置を設け、周辺環境に対する最終の監視装置として事故に対処する。

3.5.2.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止対策及び設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性は極めて少ないが、原子炉補助建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。

- (i) 事故発生の直前まで原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。
- (ii) 通常運転時に1%の燃料欠陥率を想定する。

(iii) 廃ガス貯槽へは、廃ガス貯槽の貯留容量に見合う最大の廃ガスが流入したものと仮定し、その時点で、廃ガス貯槽に蓄えられた全ての核分裂生成物が瞬時に原子炉補助建物内へ放出されるものとする。

(iv) 原子炉補助建物内へ放出された核分裂生成物は瞬時に大気へ放散されるものとする。

(v) 被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に示された考え方に従って、現地における1年間の観測結果から求めた相対濃度 (λ/Q) 及び相対線量 (D/Q) の値を用いる。

(2) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、事故によって大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

ヨウ素 (I-131等価) : 約 0.13 Ci

希ガス (ガンマ線0.5 MeV 換算) : 約 170 Ci

となる。

計算の結果、敷地境界外における最大の被ばく線量は

小児甲状腺被ばく線量 : 約 0.029 rem

ガンマ線による全身被ばく線量 : 約 0.00070 rem

となる。

3.5.2.3 結論

気体廃棄物処理設備破損事故を仮定した場合、前述の防止対策及び厳しい評価条件を用いて評価した結果から、放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.5.3 1次アルゴンガス漏えい事故

3.5.3.1 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、原子炉出力運転時に何らかの原因により1次アルゴンガス系設備の配管が破損し、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする事故として考える。

(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) 1次アルゴンガス系設備の配管及び機器の材料の選定，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するとともに，品質管理や工程管理を十分に行い，破損や漏えいの起こる可能性を少なくする。
- (ii) 1次アルゴンガス系設備の常温活性炭吸着塔は気密性の高い常温活性炭吸着塔収納設備内に收容する。
- (iii) 1次アルゴンガスが漏えいした場合，小規模の漏えいに対しては，1次アルゴンガス系設備室の放射線監視装置で検知できるようにし，運転員の手動操作によって1次アルゴンガス系設備排気側の原子炉格納容器隔離弁，1次アルゴンガス系収納施設隔離弁を閉鎖する等の漏えいの抑制措置をとることができる。また，大規模な漏えいが生じた場合には，1次アルゴンガス系設備排気側の「1次アルゴンガス系流量高」(作動設定値：110Nm³/h)の異常信号により検知し，自動的に1次アルゴンガス系設備排気側の原子炉格納容器隔離弁，1次アルゴンガス系収納施設隔離弁を閉鎖する等の漏えいの抑制措置をとれるように設計する。
- (iv) 1次アルゴンガス系設備から，原子炉補助建物内に放射性ガスが放出されたとしても換気設備によって常時排気筒に導かれる。

さらに，排気筒には，放射性ガスの監視装置を設け，周辺環境に対する最終の監視装置として事故に対処する。

3.5.3.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止対策及び設計上の考慮により1次アルゴンガス系配管の破損の可能性は極めて少ないと考えられるが，原子炉補助建物内への核分裂生成物の放出を想定し，解析条件として実際よりも十分に厳しい結果を得るために以下の条件により評価する。

- (i) 事故発生直前まで原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。
- (ii) 通常運転時に1%の燃料欠陥率を想定する。
- (iii) 外部電源は使用できないものとする。
- (iv) 常温活性炭吸着塔内に貯留されている核分裂生成物は，圧力が大気圧になるまで放出されるとする。さらにその後も残存量の10%が拡散により漏えいするものとする。
- (v) 上記に加えて，1次アルゴンガス系設備排気側の原子炉格納容器隔離弁が閉鎖されるまでの間，原子炉格納容器内ガスの5秒間の放出を考慮する。

(vi) 1次アルゴンガス系収納施設の漏えい率は事故後初期は100%/dとし、その後は1次アルゴンガス系収納施設の内圧の低下に応じた漏えい率とする。

(vii) 1次アルゴンガス系収納施設より原子炉補助建物内へ漏えいした核分裂生成物は全て大気に放出されるとする。

(viii) 事故の評価期間は1次アルゴンガス系収納施設の内圧が1次アルゴンガス系収納施設からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として、30日とする。

(ix) 被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」の考え方に従って、現地での1年間の観測結果から求められた相対濃度(x/Q)及び相対線量(D/Q)の値を用いる。

(2) 評価結果

前記条件を考慮して計算した結果、事故によって大気中へ放出される核分裂生成物の値は、

イオ素 (I-131等価)	:	約 1.1 Ci
希ガス (ガンマ線0.5MeV換算)	:	約 23,000 Ci

となる。

計算の結果、敷地境界外における最大の被ばく線量は

小児甲状腺被ばく線量	:	約 0.22 rem
ガンマ線による全身被ばく線量	:	約 0.076rem

となる。

3.5.3.3 結論

1次アルゴンガス漏えい事故を仮定した場合、前述の防止対策及び厳しい評価条件を用いて評価した結果から、放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.5.4 1次アルゴンガス漏えい事故 (重大事故相当)

3.5.4.1 事故の想定

(1) 1次アルゴンガス漏えい事故 (重大事故相当) は、前章の「3.5.3 1次アルゴンガス漏えい事故」で述べたように、常温活性炭吸着塔付近の配管の損傷により、1次アルゴンガス系内の核分裂生成物が原子炉補助建物内の常温活性炭吸着塔収納設備内に放出される事故である。

1次アルゴンガス系配管の破損は、アルゴンガス系配管の材料の選定、設計、製作、据付、試験及び検査に対して十分な考慮を払っており、発生する可能性は極めて少ないと考えられる。

(2) 1次アルゴンガスが漏えいした場合、小規模の漏えいに対しては、1次アルゴンガス系設備室の放射線監視装置で検知できる。また大規模な漏えいが生じた場合にも、1次アルゴンガス系設備排気側の「1次アルゴンガス系流量高」の異常信号により検知し、1次アルゴンガス系設備排気側の原子炉格納容器隔離弁、1次アルゴンガス系収納設備隔離弁を閉鎖する等の漏えいの抑制措置がとられること（「3.5.3 1次アルゴンガス漏えい事故」参照）からみて、大量の放射性ガスの漏えいが生ずることはないと思われるが、安全評価に当たっては万全を期するため、常温活性炭吸着塔内に貯留されている全ての核分裂生成物及び1次アルゴンガス系の原子炉格納容器内存在量の5%の核分裂生成物が放出されると仮定する。

(3) 万一、核分裂生成物が原子炉補助建物内に放出されたとしても、1次アルゴンガス系設備の常温活性炭吸着塔は気密性の高い常温活性炭吸着塔収納設備内に収納されており、またその他の1次アルゴンガス系の機器、配管が設置される区域の室内雰囲気は換気空調系によって排気筒へ導かれる構造になっているので、核分裂生成物が直ちに原子炉補助建物から大気に放散されることは実際上起こらないと考えられるが、安全評価に当たっては原子炉補助建物内に放出された核分裂生成物は、全て大気に放散されると仮定する。

3.5.4.2 大気中に放出された核分裂生成物による被ばく線量の計算方法

(1) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。

(2) 通常運転時に1%の燃料欠陥率を想定する。

(3) 常温活性炭吸着塔内に貯留されている核分裂生成物の全量が常温活性炭吸着塔収納設備内に放出されるものとする。

(4) 1次アルゴンガス系収納設備の漏えい率は、初期に100%/dとする。1次アルゴンガス系収納設備より漏えいした核分裂生成物は全て大気へ放出されるものとする。

(5) 被ばく計算に必要な拡散、気象条件としては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」に示された考え方に従って、現地における1年間の観測結果から求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) の値を用いる。

3.5.4.3 1次アルゴンガス漏えい事故時の評価結果

1次アルゴンガス漏えい事故に関して、重大事故に相当する評価を行った結果、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、

よう素（I-131等価） : 約 2.3 Ci

希ガス（ガンマ線 0.5MeV換算） : 約 6.1×10^4 Ci

となる。被ばく線量は、

小児甲状腺被ばく線量 : 約 0.46 rem

ガンマ線による全身被ばく線量 : 約 0.20 rem

であり、これらは、「原子炉立地審査指針」に示されているめやす線量（小児甲状腺に対して150 rem, 全身に対して25 rem）を十分下まわるとともに、立地評価として実施した評価結果に包絡されるものである。

なお、ベータ線による外部被ばく線量は約1.5 remである。

第3-1表 1次アルゴンガス系設備の設備仕様

ル	ー	プ	数	1
使	用	流	体	アルゴンガス
型			式	再循環式
原子炉容器カバ	ー	ガス	圧力	約0.55kg/cm ² G (定格出力時)
主	要	機	器	
圧縮機	基数			2
常温	活性炭	吸着	塔	1 式
各種	タンク	類		1 式
原子炉	容器	ベーパー	トラップ	1 式

第3-2表 1次アルゴンガス系の希ガス及びよう素の濃度

(単位: $\mu\text{Ci/cc}$)

核種	炉上部 カバーガス	活性炭吸着塔 出口	高圧サージ タンク	減衰タンク	浄化ガス 供給タンク
Kr- 83M	8.7×10^1	0.0	0.0	0.0	0.0
Kr- 85M	9.1×10^1	7.4×10^{-4}	1.8×10^{-3}	2.2×10^{-4}	2.0×10^{-4}
Kr- 85	9.1×10^{-1}	2.2	5.7	5.1	5.1
Kr- 87	1.3×10^2	0.0	0.0	0.0	0.0
Kr- 88	2.0×10^2	1.2×10^{-6}	2.7×10^{-6}	2.3×10^{-7}	2.0×10^{-7}
Xe- 131M	4.0×10^{-1}	2.9×10^{-2}	7.4×10^{-2}	6.1×10^{-2}	6.1×10^{-2}
Xe- 133M	5.2×10^1	1.3×10^{-6}	3.3×10^{-6}	2.0×10^{-6}	1.9×10^{-6}
Xe- 133	2.1×10^2	1.9×10^{-1}	4.9×10^{-1}	3.7×10^{-1}	3.7×10^{-1}
Xe- 135M	5.0×10^2	0.0	0.0	0.0	0.0
Xe- 135	1.2×10^3	0.0	0.0	0.0	0.0
Xe- 138	3.6×10^2	0.0	0.0	0.0	0.0
I- 131	8.4×10^{-4}	0.0	0.0	0.0	0.0
I- 132	1.2×10^{-4}	0.0	0.0	0.0	0.0
I- 133	4.7×10^{-4}	0.0	0.0	0.0	0.0
I- 134	1.0×10^{-4}	0.0	0.0	0.0	0.0
I- 135	2.6×10^{-4}	0.0	0.0	0.0	0.0

(注) 10^{-10} は0.0 と表記する。

第3-3表 希ガスの放出量

(単位 : Ci/y)

核種	原子炉運転時の原子炉格納施設の換気(連続放出)	原子炉停止時の原子炉格納施設の換気(間欠放出)	原子炉補助建物の換気(連続放出)	気体廃棄物処理系からの排気(連続放出)	合計
Kr- 83M	2.2	2.5	2.2×10^1	$< 10^{-5}$	2.7×10^1
Kr- 85M	5.5	6.4	2.3×10^1	2.8×10^{-4}	3.5×10^1
Kr- 85	3.0	6.9	1.1	5.7×10^2	5.8×10^2
Kr- 87	2.3	2.6	3.2×10^1	$< 10^{-5}$	3.8×10^1
Kr- 88	7.5	8.6	5.0×10^1	$< 10^{-5}$	6.6×10^1
Xe- 131M	8.1×10^{-1}	1.5	2.2×10^{-1}	1.2×10^1	1.5×10^1
Xe- 133M	3.4×10^1	4.3×10^1	1.3×10^1	1.0×10^{-2}	9.0×10^1
Xe- 133	2.7×10^2	4.1×10^2	5.9×10^1	7.1×10^1	8.1×10^2
Xe- 135M	1.8	2.0	1.3×10^2	$< 10^{-5}$	1.3×10^2
Xe- 135	1.4×10^2	1.6×10^2	2.9×10^2	$< 10^{-5}$	5.9×10^2
Xe- 138	1.2	1.3	9.1×10^1	$< 10^{-5}$	9.3×10^1
放出量合計	4.7×10^2	6.5×10^2	7.1×10^2	$7.1 \times 10^{2*}$	$2.5 \times 10^3^{**}$
ガンマ線実効エネルギー (Mev/dis)	0.14	0.13	0.52	0.031 *	0.21
ベータ線実効エネルギー (Mev/dis)	0.21	0.20	0.34	0.24 *	0.25

* 放射化アルゴン (Ar-37, Ar-39, Ar-41) を含む。

** 放出管理目標値

第3-4表 周辺監視区域外における希ガスのガンマ線による年間全身被ばく線量

計算地点の方位	排気筒から周辺監視区域境界までの距離 (m)	ガンマ線による全身被ばく線量 (mrem/y)
NE	570	7.0×10^{-2}
ENE	610	7.2×10^{-2}
E	660	6.3×10^{-2}
ESE	690	7.3×10^{-2}
SE	790	5.9×10^{-2}
SSE	790	6.5×10^{-2}
S	720	6.0×10^{-2}
SSW	660	4.6×10^{-2}
SW	820	4.1×10^{-2}
WSW	1310	4.0×10^{-2}

第3-5表 よう素の放出量

(単位 : Ci/y)

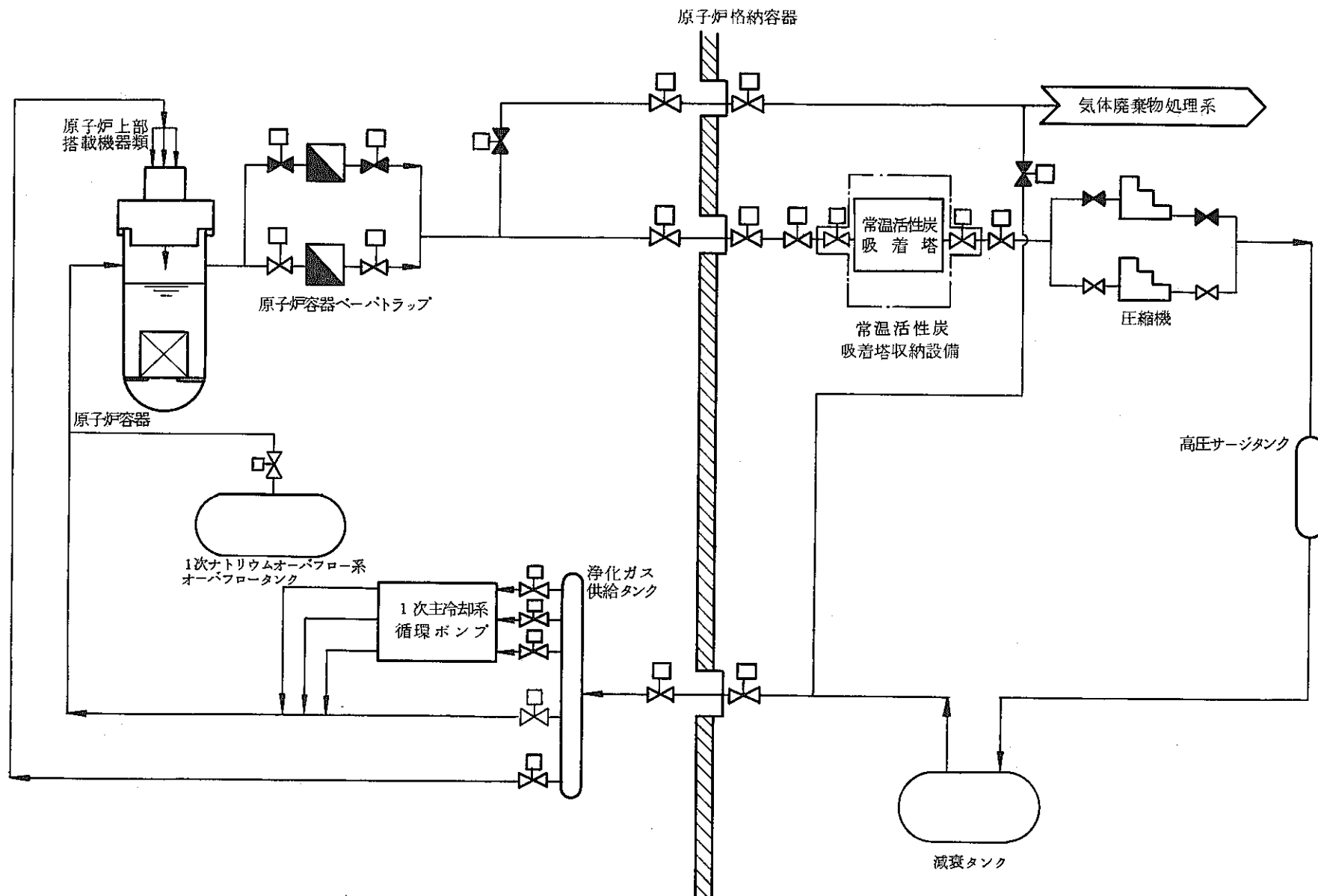
核種	原子炉運転時の原子炉格納施設の換気 (連続放出)	原子炉停止時の原子炉格納施設の換気 (間欠放出)	原子炉補助建物の換気 (連続放出)	気体廃棄物処理系からの排気 (連続放出)	共通保修設備からの排気 (連続放出)	合計
I-131	1.4×10^{-3}	2.4×10^{-3}	6.0×10^{-4}	$< 10^{-5}$	$< 10^{-5}$	4.4×10^{-3} *
I-133	1.3×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.2×10^{-4}	$< 10^{-5}$	$< 10^{-5}$	4.0×10^{-4}

* 放出管理目標値

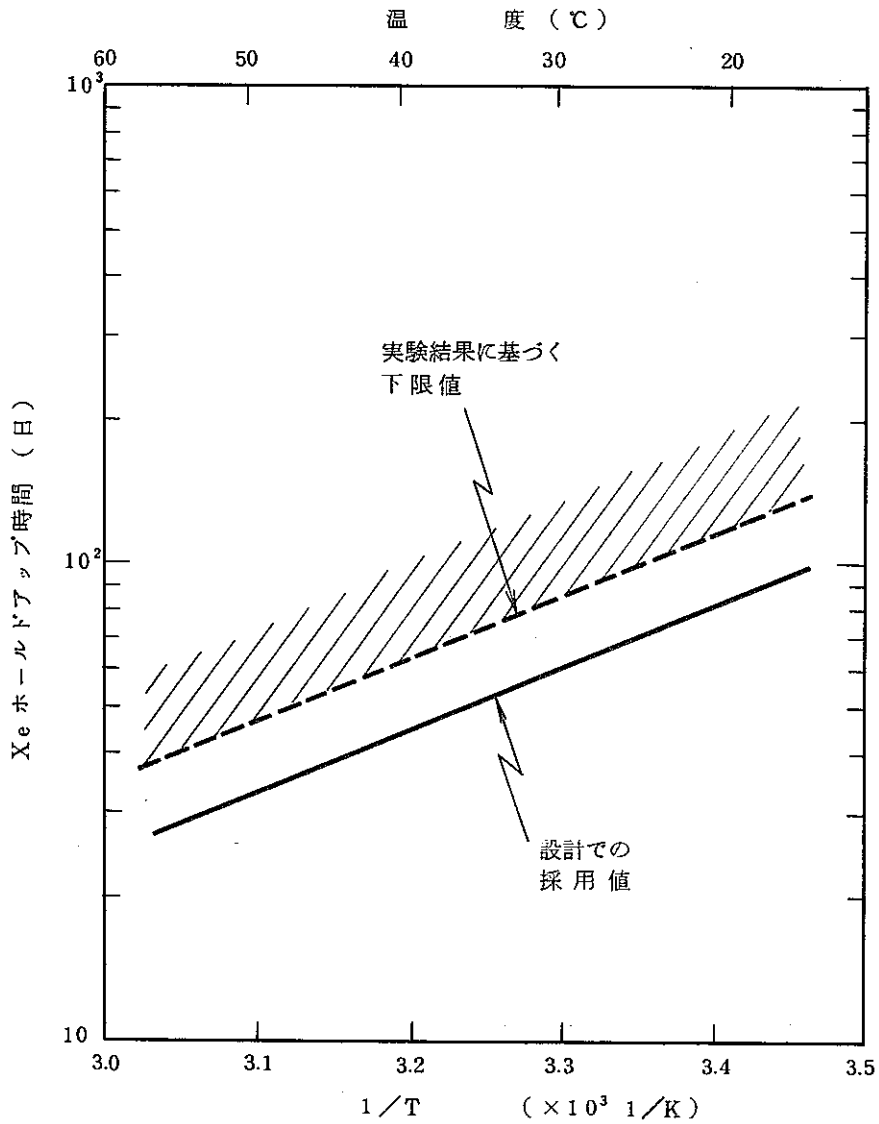
第3—6表 気体廃棄物中のよう素による甲状腺被ばく線量

(単位：mrem/y)

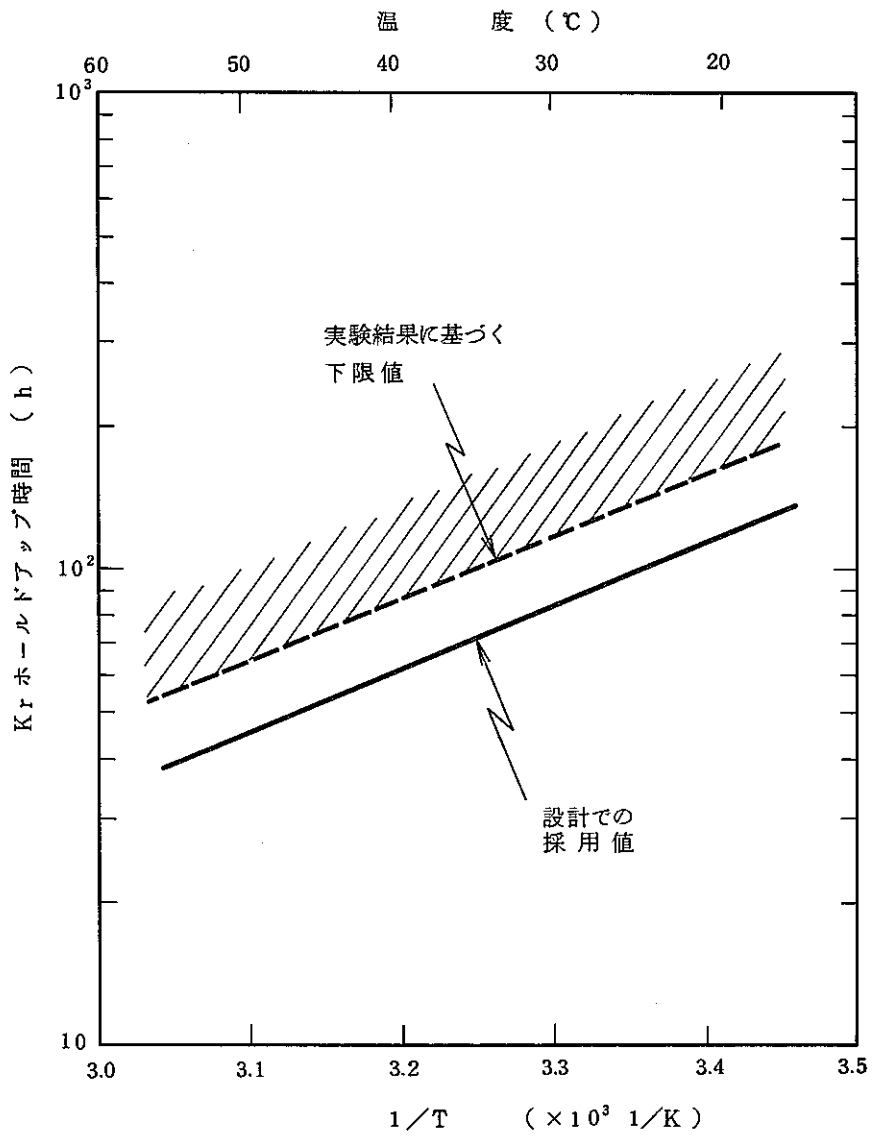
摂取経路	核種	成人	幼児	乳児
呼吸	I - 131	4.4×10^{-4}	8.9×10^{-4}	6.6×10^{-4}
	I - 133	1.0×10^{-5}	2.1×10^{-5}	1.6×10^{-5}
葉菜摂取	I - 131	1.9×10^{-3}	4.8×10^{-3}	3.8×10^{-3}
	I - 133	7.4×10^{-6}	1.9×10^{-5}	1.5×10^{-5}
合計		2.4×10^{-3}	5.7×10^{-3}	4.5×10^{-3}



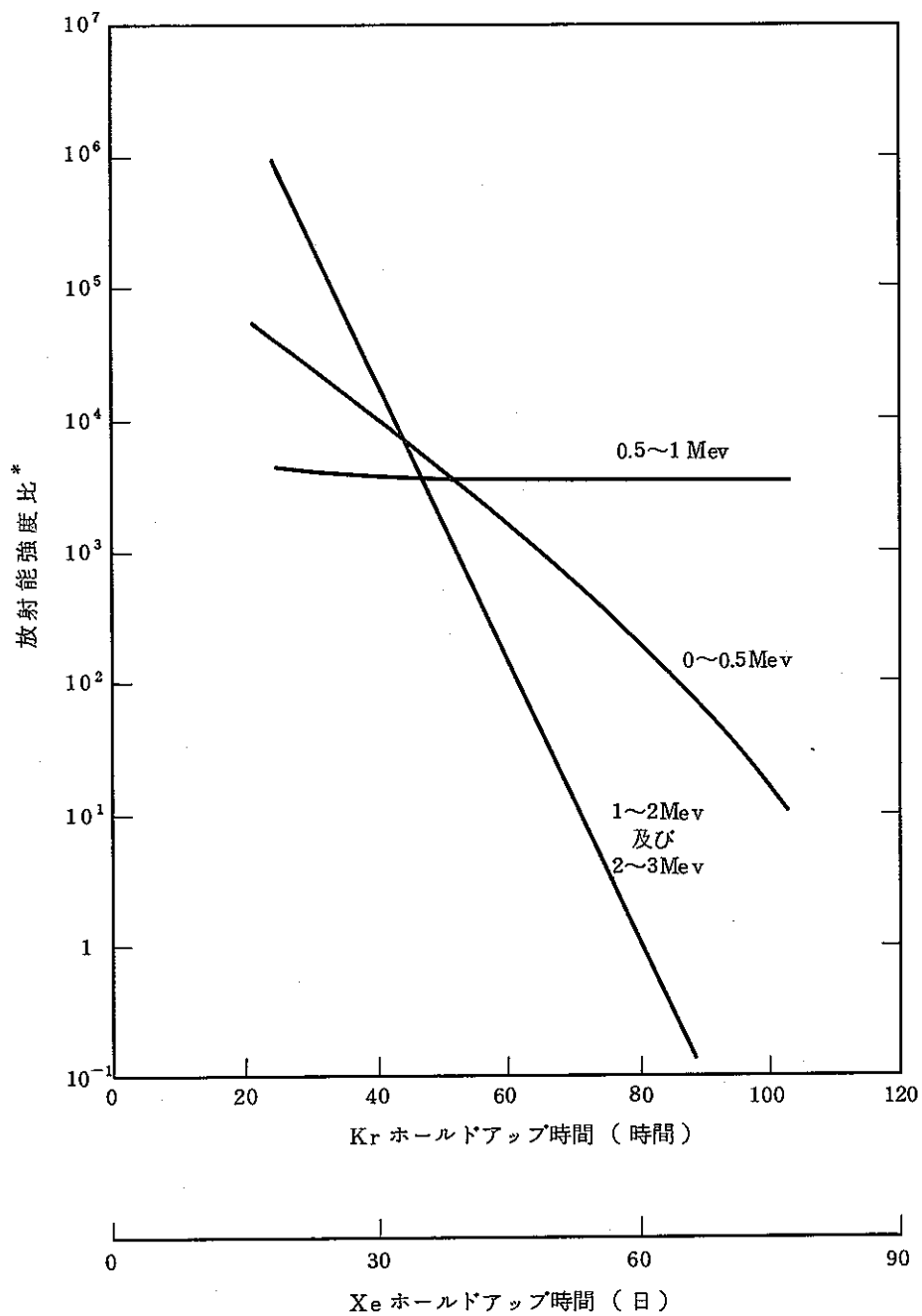
第3-1図 1次アルゴンガス系設備系統説明図



第3-2図 活性炭吸着塔冷却温度とXe ホールドアップ時間の関係

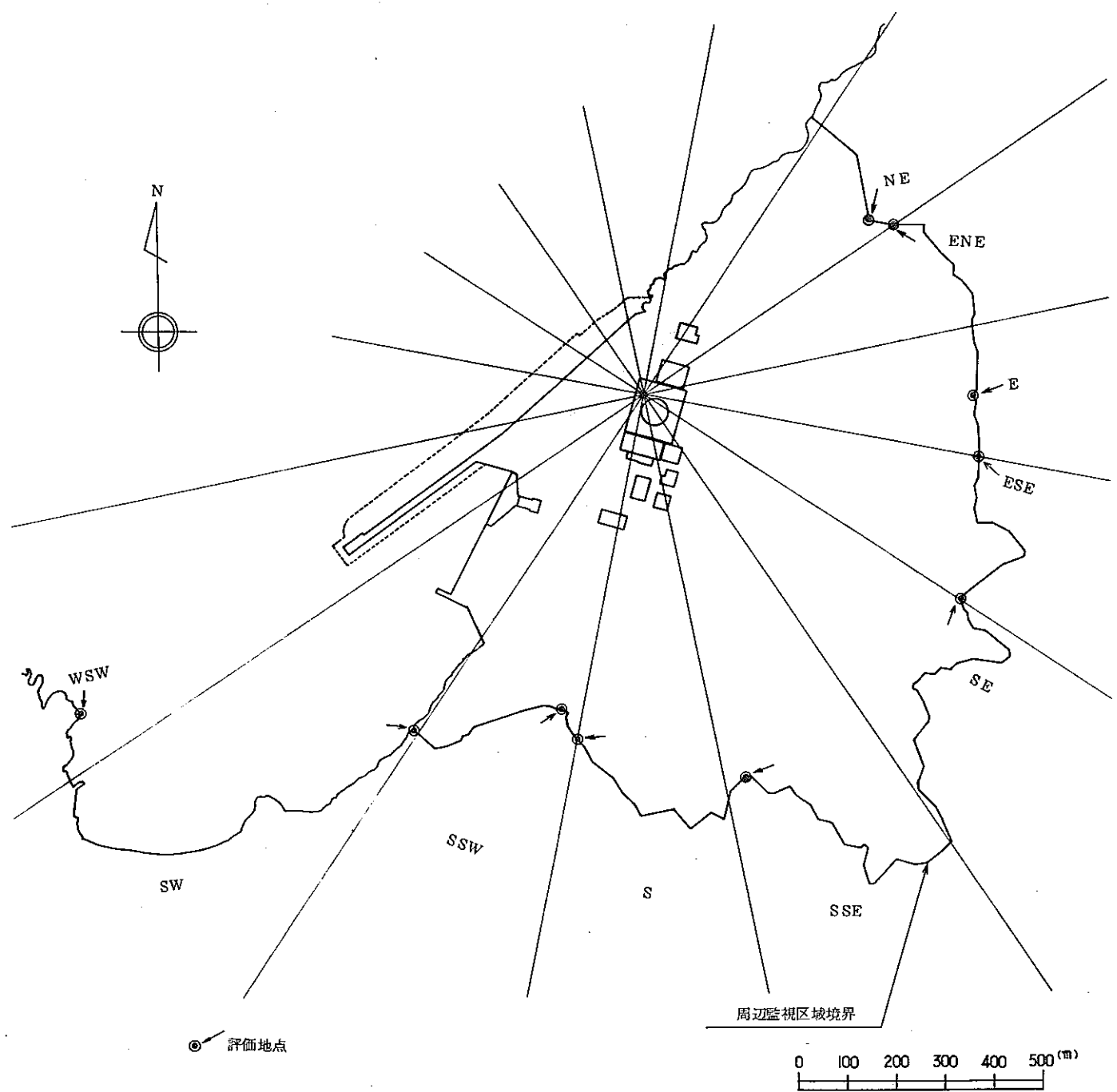


第 3-3 図 活性炭吸着塔冷却温度と Kr ホールドアップ時間の関係



* 希ガス除去・回収設備を用いた場合との放射能強度比

第3-4図 浄化ガス供給タンク線源強度の希ガスホールドアップ時間依存性



第3-5图 評価地点説明図

4. 炉外燃料貯蔵設備

4.1 概 要

炉外燃料貯蔵槽冷却設備は、炉外燃料貯蔵槽に一時貯蔵された使用済炉心構成要素の崩壊熱を除去すること等を目的した設備であり、冷却系、純化系及びオーバフロー系より構成されている。

燃料取扱設備の運用計画、炉外燃料貯蔵槽の運用計画に基づき算定した炉外燃料貯蔵槽内の熱源は約660KW以下となり、また、熱源の時間的変化等を考慮して、冷却系の除熱容量は1系統当り約330KWとする。

熱負荷の低減により炉外燃料貯蔵槽内の必要冷却材流量が減少するため、直浸コイル型熱交換器の採用が可能となる。この結果、従来の冷却系のうち1次系の機器、配管が必要なくなり、冷却系は2次系だけの機器、配管の構成で性能が満たされる。この設計による炉外燃料貯蔵槽冷却設備系統を第4-1図に示す。

4.2 冷却設備の概要

4.2.1 冷却設備の基本系統構成

冷却設備は、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵されている使用済炉心構成要素の崩壊熱を除去するための独立3系統から成る冷却系、冷却材ナトリウム中に含まれる不純物を除去し浄化するための純化系、槽内ナトリウムの液位を適正に保つためのオーバフロー系より構成される。

冷却系は、第4-1図に示すように、直浸コイル型伝熱管、循環ポンプ、空気冷却器、その他の機器、配管等から成り、炉外燃料貯蔵槽内の貯蔵炉心構成要素の崩壊熱を、炉外燃料貯蔵槽内のナトリウム、冷却系を経て大気へ伝える設計とする。また、運転は、通常2系統運転、1系統待機とする。

4.2.2 系統仕様

冷却系の系統仕様を次に示す。

冷 却 方 式	ナトリウムによる冷却方式
冷 却 系 統 数	3
冷 却 容 量	約330KW
ナトリウム循環流量	$4.5 \times 10^4 \text{ Kg/h}$
ナトリウム循環方式	電磁ポンプ方式
耐 震 ク ラ ス	As クラス

4.3 除熱容量の設定

4.3.1 燃料取扱設備の運用計画

燃料取扱設備は次の通り運用される。

(1) 燃料交換

燃料交換手順に基づき、原子炉停止中に原子炉と炉外燃料貯蔵槽間にて、新炉心構成要素と使用済炉心構成要素を交換する。

(2) 燃料取扱

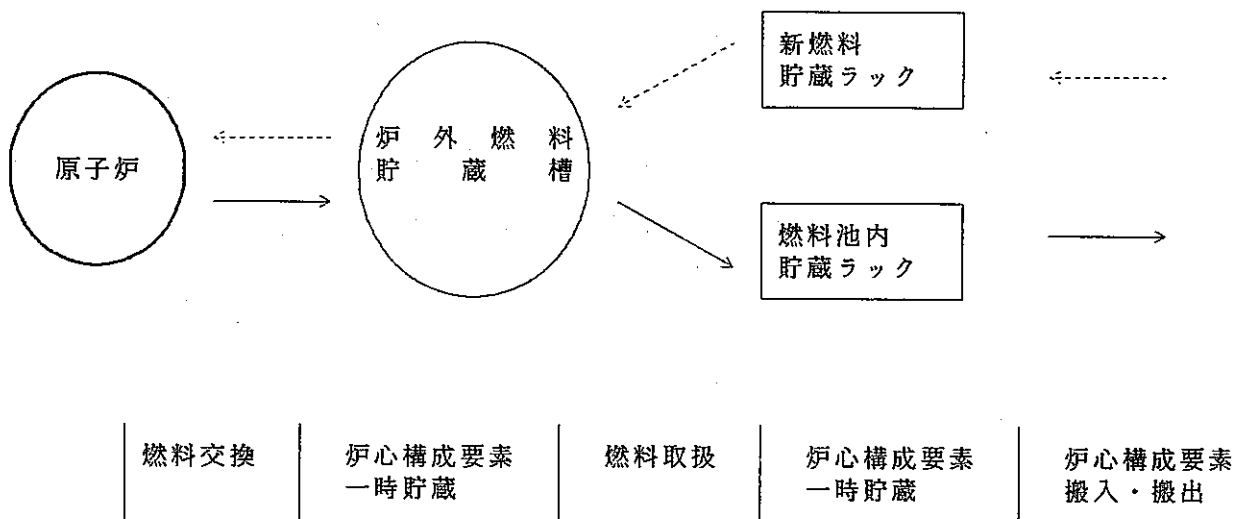
燃料取扱手順に基づき、原子炉運転中に新炉心構成要素を新燃料貯蔵ラックより炉外燃料貯蔵槽内に搬入し、使用済炉心構成要素を洗浄し、燃料池内の貯蔵ラックに移送する。

(3) 燃料搬入

燃料取扱手順に基づき、所外より新炉心構成要素を搬入し、新燃料貯蔵ラックに収容する。

(4) 燃料搬出

燃料取扱手順に基づき、所外へ使用済炉心構成要素をキャスクに収容して搬出する。



4.3.2 炉外燃料貯蔵槽の運用計画

炉外燃料貯蔵槽内での使用済炉心構成要素の一時貯蔵計画は次の通りである。

4.3.2.1 炉心燃料集合体

原子炉から取り出され炉外燃料貯蔵槽に移送された炉心燃料集合体は約1.5年間炉外燃料貯蔵槽ナトリウム中で崩壊熱の減衰待ち貯蔵された後、燃料池に移送される。従って、炉

外燃料貯蔵槽には燃料交換完了時点で、炉心燃料集合体がプラント運転3サイクル分貯蔵される。

4.3.2.2 上記以外の炉心構成要素

原子炉から取り出され炉外燃料貯蔵槽に移送されたブランケット燃料集合体、制御棒等の炉心燃料集合体以外の炉心構成要素は約1～5ヶ月間炉外燃料貯蔵槽内ナトリウム中で搬出待ち貯蔵された後、燃料池に移送される。従って、炉外燃料貯蔵槽には燃料交換完了時点で、炉心燃料集合体以外の炉心構成要素が、プラント運転1サイクル分貯蔵される。

4.3.3 除熱容量の設定

4.3.3.1 発生熱量の算定

前述4.3.1項及び4.3.2項の運用計画に基づき、炉心出力分布及び炉心からの取り出し時期に依存する各炉心構成要素の崩壊熱の大きさ、炉外燃料貯蔵槽内での貯蔵期間に依存する崩壊熱の減衰等を考慮して算定した炉外燃料貯蔵槽内の総発生熱量を第4-2図に示す。

第4-2図に示す通り、炉外燃料貯蔵槽内の総発生熱量は、燃料交換直後に最大値をとり、その後時間とともに急速に減衰する過程を繰り返すが、約660KWを越えることはない。

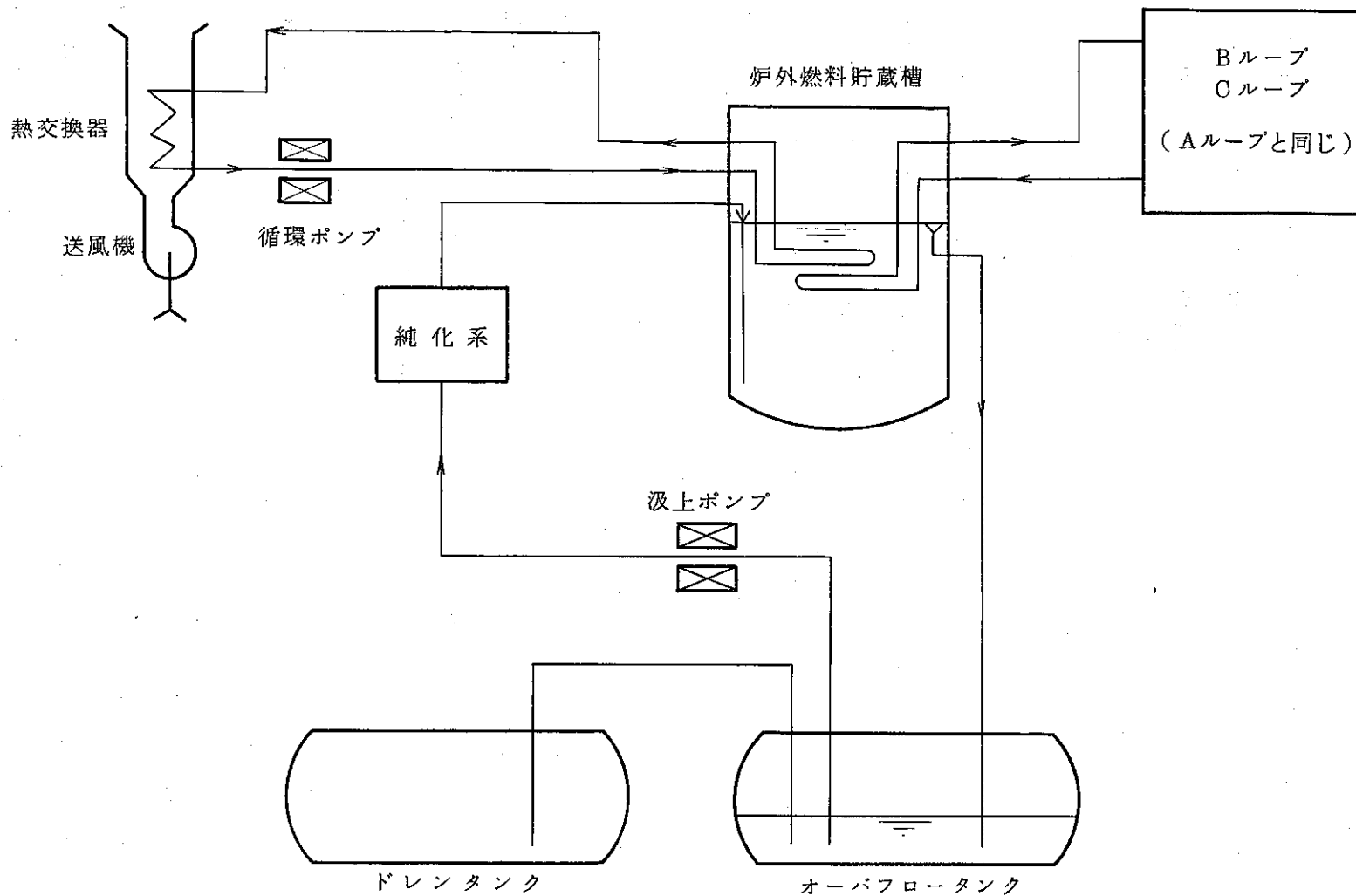
4.3.3.2 除熱容量の設定

炉外燃料貯蔵槽冷却設備の除熱容量は、前項の発生熱量を考慮して約660KWとする。

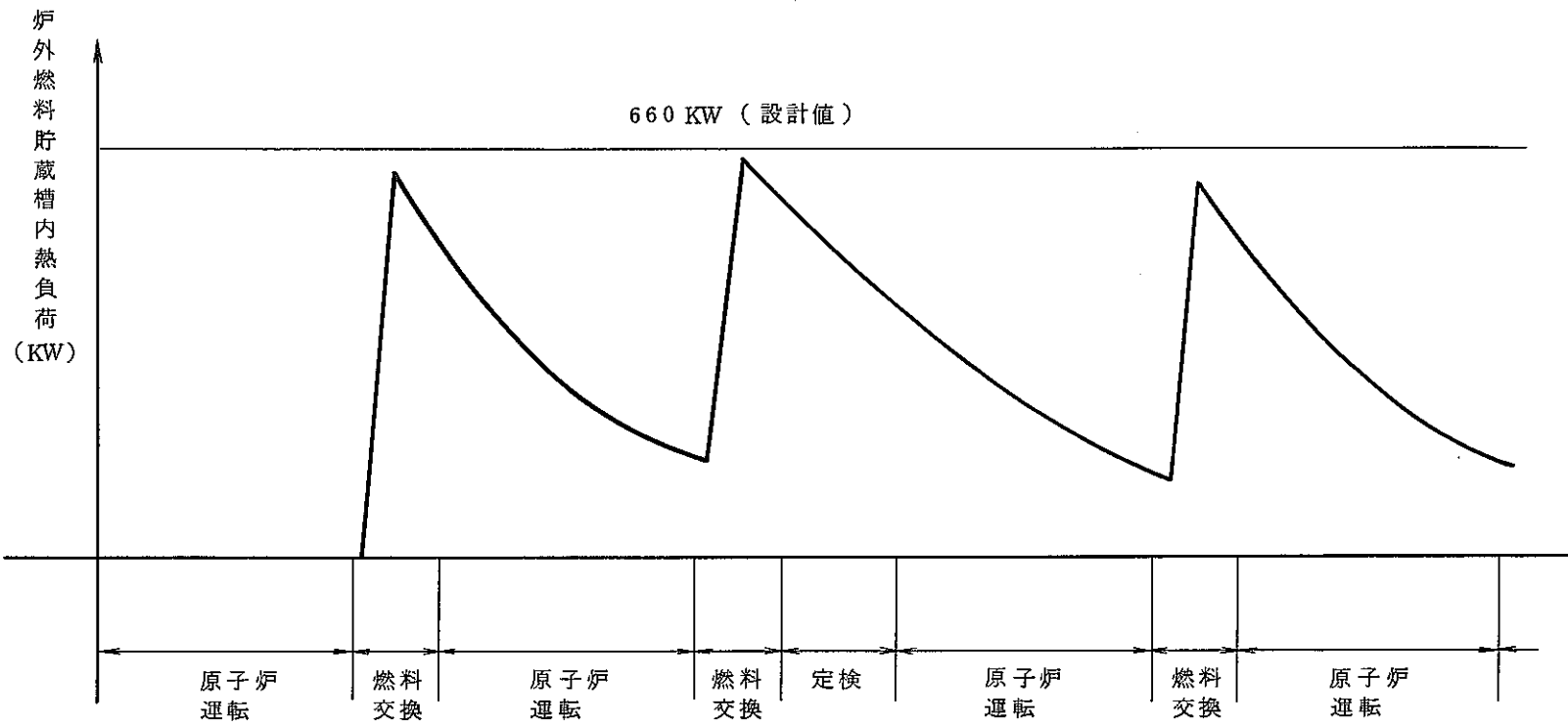
また、炉外燃料貯蔵槽内の発生熱量が時間とともに減少していくこと、及び炉外燃料貯蔵槽のナトリウムの通常運転温度レベルは燃料取扱設備の運転面から約200～240℃を維持すること並びに通常2系統運転であることを考慮して、1系統当りの除熱容量は通常運転時約330KWとする。なお、通常運転温度レベルは、燃料取扱設備の運転面から設定したものであり、また、考え得る最大発熱条件を考慮した場合に1系統のみの運転でも炉外燃料貯蔵槽内のナトリウム温度を400℃以下に保つことができ、炉外燃料貯蔵槽内に貯蔵された炉心燃料集合体の健全性の維持の観点からは十分に低く抑えられている。

4.3.3.3 炉外燃料貯蔵槽除熱方式の選定

炉外燃料貯蔵槽内での除熱方式は、従来強制冷却方式であったが、熱源の低下に伴い、炉外燃料貯蔵槽における直浸熱交換方式の導入が可能となった。種々の方式を比較評価の結果、炉外燃料貯蔵槽内ナトリウムの温度の偏りが少なく、配管配置の容易な直浸コイル型熱交換器方式を採用した。



第 4 - 1 図 炉外燃料貯蔵槽冷却設備系統説明図



第4-2図 炉外燃料貯蔵槽内の熱負荷の推移

5. 固体廃棄物処理設備（固化装置）

5.1 概 要

固体廃棄物処理設備固化装置は、蒸発濃縮装置から発生した濃縮廃液及び使用済樹脂の固化、ドラム詰を目的とした設備である。

軽水炉に採用されている固化方法として、セメント固化、アスファルト固化及びプラスチック固化があるが、最近の軽水炉の動向を踏まえ、減容比に優れたプラスチック固化方式の採用を検討した。

5.2 設備概要（固化装置）

固体廃棄物処理設備固化装置は、濃縮廃液及び使用済樹脂を受け入れ、熱硬化性樹脂と混合することにより重合固化を行うものである。

このため固化装置は、廃液を乾燥し粉体化する乾燥処理系、粉体を一時貯蔵し移送する貯蔵・供給系及び粉体と固化材を混合しドラムへ注入する固化系から構成されている。第5-1図にプラスチック固化装置の概念を示す。

5.3 プラスチック固化方式

5.3.1 プラスチック固化方式の特徴

プラスチック固化方式は以下のような特徴を持つ。

（1）高い減容性

廃棄物の充填率が大きいため、セメント固化方式に比べ、固化体の発生量は1/4～1/6に減容できる。

（2）優れた耐水性

架橋による細かい網目構造の強固な固化体であるため、水中に浸漬した場合の放射性物質浸出量は極めて小さく、固化体の貯蔵等における安全性が高い。

（3）大きい強度

圧縮強度は、600 Kg/cm²以上であり、固化体の輸送時等における安全性が高い。

(4) 優れた耐放射線性

強固な固化体であるため、考えられる放射性廃棄物からの照射量程度では十分に安定である。

(5) 優れた耐火性

プラスチック固化体は難燃性であるため、貯蔵時等の安全性が高い。

第5-1表に固化体物性の比較表を示す。

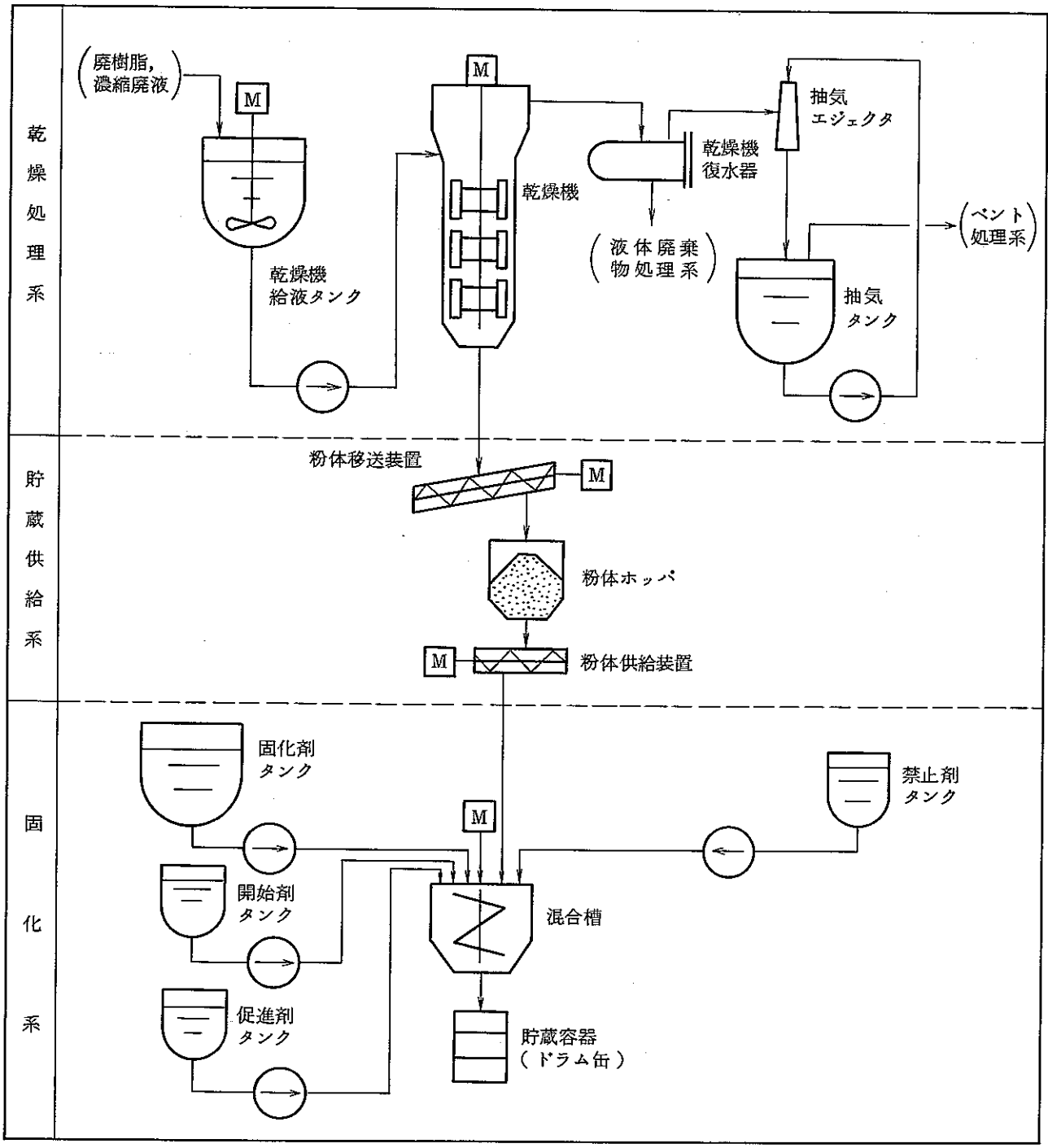
5.3.2 軽水炉の動向

発電所より発生した固体廃棄物（ドラム詰）を同敷地内に保管する場合には、発生量を極力低減することが重要である。

最近の軽水炉ではプラスチック固化方式を採用する例がみられ、また設置許可を得て近々運転に入るプラントもあり、プラスチック固化方式は技術的にみて十分実用段階に入っていると判断される。

第5-1表 固化体物性の比較表

	セメント固化	アスファルト固化	プラスチック固化
減容比	1	$\frac{1}{3} \sim \frac{1}{4.5}$	$\frac{1}{4} \sim \frac{1}{6}$
耐水性	良	良	良
圧縮強度	150kg/cm ² 以上	粘弾性体	600kg/cm ² 以上
耐放射線性	10 ⁸ Rad以上	10 ⁸ Rad	5×10 ⁸ Rad
耐火性	不燃性	引火点280℃以上	難燃性



第5-1図 プラスチック固化装置概念図

6. 2次主冷却系設備（循環ポンプ等）

6.1 概 要

プラント全体の機器据付けや配管引回しの詳細配置計画とその設備設計への反映から、2次主冷却系循環ポンプの揚程等の変更を検討した。

また、最新の工業技術により、2次主冷却系循環ポンプの速度制御装置を可変速流体継手付M-Gセット（MFGセット）を用いた方式からサイリスタ方式への変更を検討した。

6.2 設備概要

6.2.1 2次主冷却系循環ポンプ

配管配置の詳細検討結果に基づき2次主冷却系配管の短縮及びエルボ数を減ずることが出来、これによる圧力損失の減少に伴い、2次主冷却系循環ポンプの定格揚程等を変更する。

6.2.1.1 2次主冷却系等の配管配置の変更

基本設計において、2次主冷却系等の配管系統の熱変位による熱応力等を十分吸収できるような機器据付けや配管引回しを考慮した概略配置を計画していたが、エンジニアリングモデル等による機器、配管の配置計画の詳細な検討の結果、第6-1図に示すように、エルボ員数の削減（約20%減）及び配管長の短縮（約15%減）が可能であり、それに伴い系統圧力損失も約15%減少する。なお、この場合の配管等の熱変位による熱応力等高温強度については問題のないことを確認している。

6.2.1.2 2次主冷却系循環ポンプ及び主モータの設備仕様

2次主冷却系循環ポンプ及び主モータの設備仕様を以下に示す。

(1) ポンプ本体

型 式	機械式たて型自由液面遠心式
台 数	3（各ループ1台）
容 量	約 3.7×10^6 Kg / hr (ボニーモータ作動時、約 2.7×10^5 Kg / hr)
揚 程	約55 m Na
最高使用圧力	吐出側 9 Kg / cm ² G 吸込側 6 Kg / cm ² G
最高使用温度	345℃

また、サイリスタ方式で特に検討すべき項目として、高調波対策、瞬時停電対策、速度制御装置の冷却対策が挙げられるが、下記の通り従来の技術で十分対応可能である結論を得ている。

(1) 高調波対策

交流-直流変換の際に発生する高調波により電力系統側の電気機器の損失増加、ポンプモータの損失増加、ポンプモータのトルクの脈動が発生するが、評価の結果、極くわずかであり問題ない。また、計測制御設備等へのノイズについても、ケーブルルートの調整や従来のノイズ対策で十分対応可能である。

(2) 瞬時停電対策

瞬時停電後の瞬時停電復帰時に速度制御装置を再起動する回路を設けることにより信頼性の高い瞬時停電対策が可能である。

(3) 冷却対策

サイリスタ素子からの発熱に対しては、盤内直接空冷方式により、冷却可能である。

6.3.2 ポンプ設計条件との整合性

ポンプ回転数の制御方法として、ポンプ駆動モータへ供給する電圧と周波数を変化させる点において、MFG方式もサイリスタ方式も全く同じである。

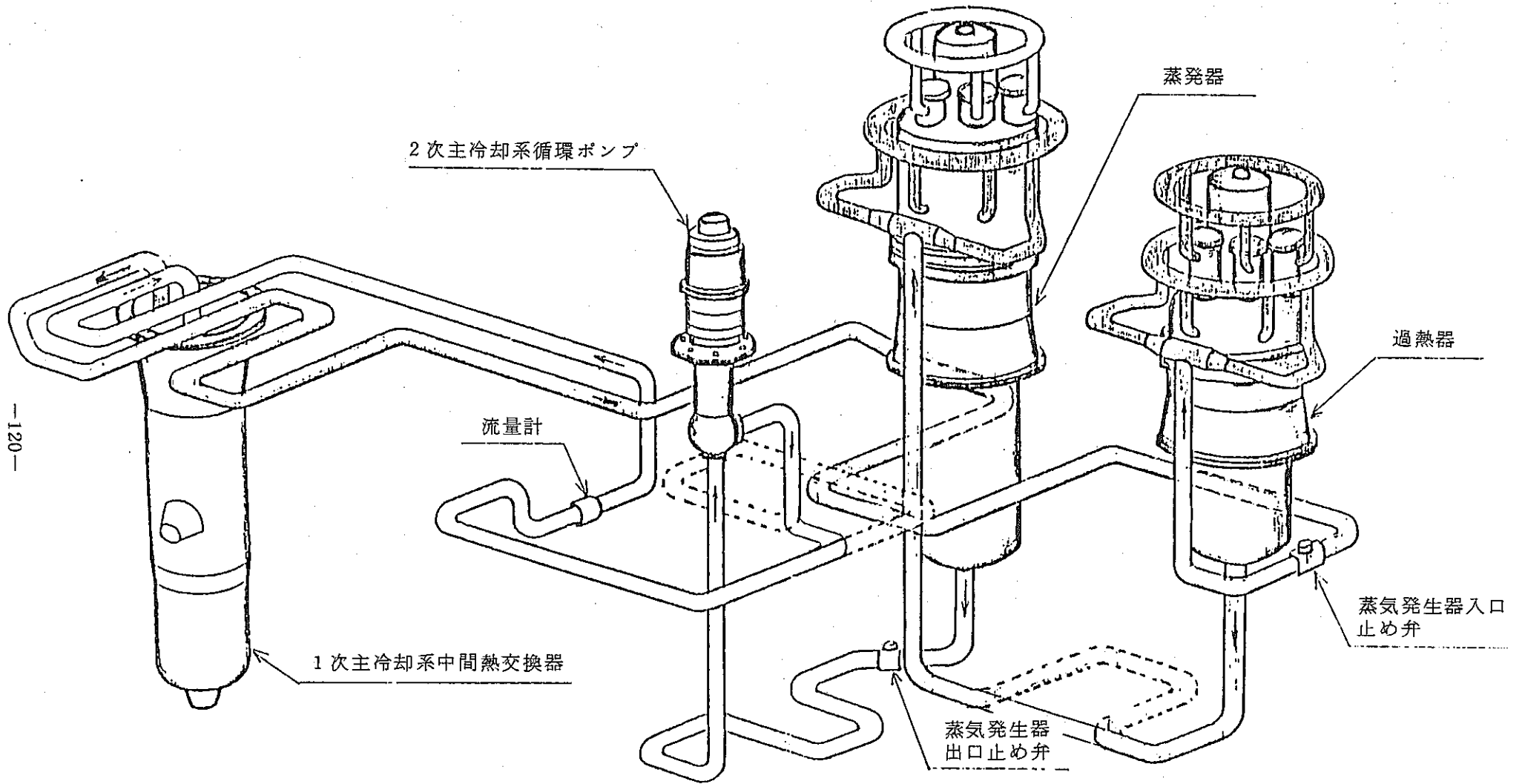
また、ポンプ設計条件である2次系流量調整範囲、軸動力等についてもサイリスタ方式で対応できる。

従って、ポンプ駆動モータへの高調波対策によりモータの外径が若干大きくなるほかは、ポンプ駆動モータ及びポンプへのインパクトなしに、MFG方式からサイリスタ方式への置き換えが可能である。

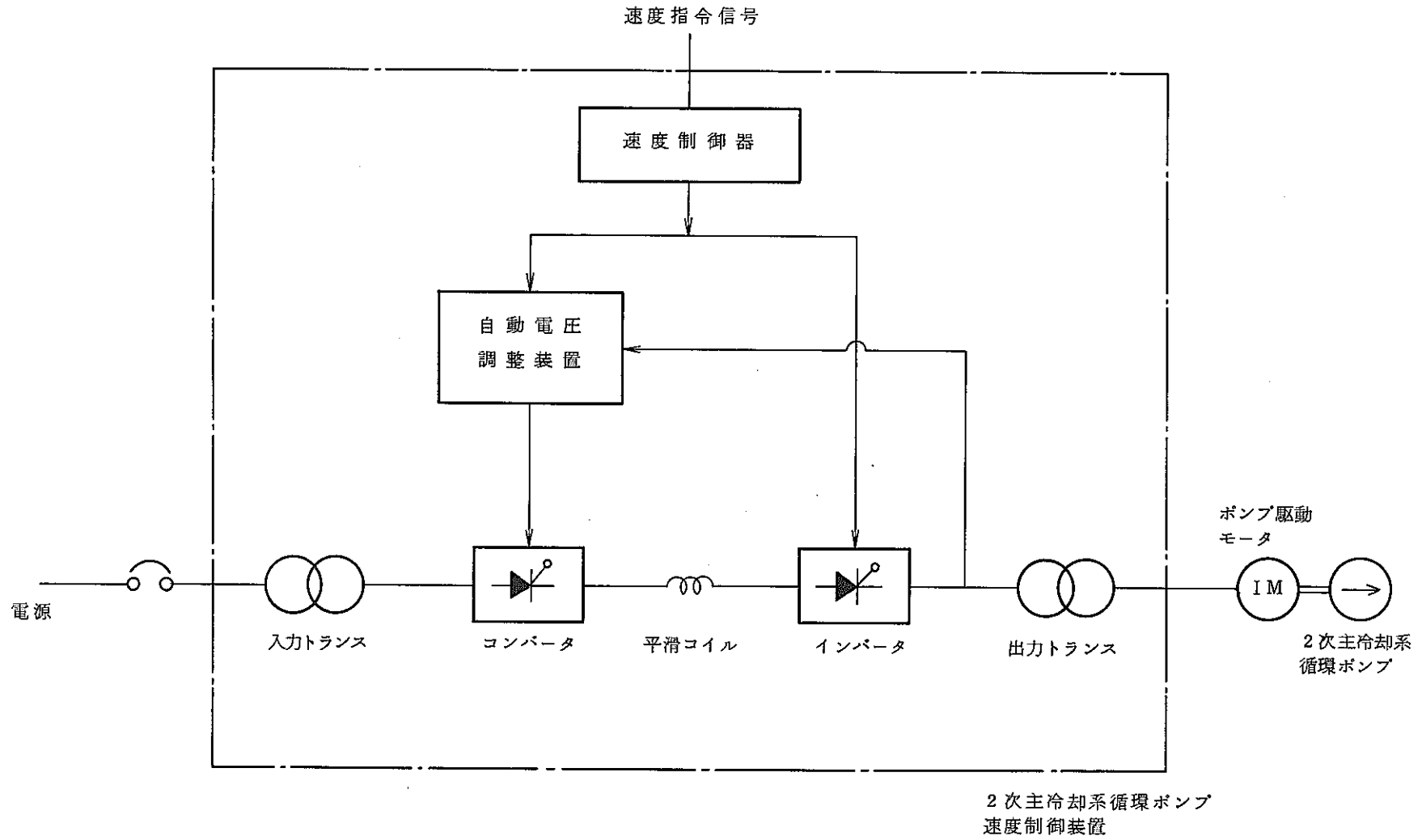
6.3.3 サイリスタ方式の実績

サイリスタ方式によるモータの可変速度制御の採用は、近年、鉄鋼、製紙等の一般産業において使用されてきており、これまでも数千KVAのものまで幅広い実績がある。

また、既にヨーロッパの軽水炉においては、サイリスタ方式を用いた原子炉再循環ポンプを採用しており、7基が運転中、6基が建設中という実績がある。



第6-1図 2次主冷却系設備主要配管短縮説明図



第6-2図 2次主冷却系循環ポンプ速度制御装置の構成

7. ナトリウム補助設備

7.1 概 要

2次メンテナンス冷却系のポンプ，ブロー等は，主冷却系のメンテナンスに電源設備等のメンテナンスを重ね合わせてもメンテナンス冷却系の運転に支障が無いように，2系列化していた。主冷却系のメンテナンス計画，手順等の見直しにより，これらのポンプ，ブロー等を1系列化してもメンテナンス冷却系の運転に支障が無いことが判明したので2次メンテナンス冷却系のポンプ，ブロー等を1系列化する。

また，2次メンテナンス冷却系の格納容器バウンダリの設計については，2次主冷却系設備と同様の設計思想を導入し格納容器隔離弁を削除する。

1次ナトリウム純化系コールドトラップの基数を2基とし，プラント寿命中必要と判断された場合には追設あるいは交換するものとする。

更に，ナトリウム供給設備のうち受入タンクについては，ナトリウム供給時に仮設する。

7.2 メンテナンス冷却系

7.2.1 設備概要

メンテナンス冷却系設備は、1次冷却系設備等のメンテナンス時に、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するために使用される。第7-1図にその概要を示す。

1次メンテナンス冷却系は熱交換器を介して崩壊熱を2次メンテナンス冷却系に伝達する。

2次メンテナンス冷却系ではその崩壊熱を大気中に放散する。

1次メンテナンス冷却系は、冷却材であるナトリウムを循環する1次メンテナンス冷却系循環ポンプ、炉心の崩壊熱を2次メンテナンス冷却系に伝達する1次メンテナンス冷却系中間熱交換器、及び配管、弁類から構成されている。1次メンテナンス冷却系循環ポンプは2基設置する。

2次メンテナンス冷却系は、1次メンテナンス冷却系から伝達された崩壊熱を大気中に放散する2次メンテナンス冷却系空気冷却器、2次メンテナンス冷却系循環ポンプ及び配管、弁類等から構成されている。

2次メンテナンス冷却系循環ポンプ、2次メンテナンス冷却系空気冷却器用送風機等は1基設置する。

なお、ナトリウムを収容する機器、配管の外面には、予熱、保温のための電気ヒータ及び保温材を設置する。

メンテナンス冷却系設備の設備仕様を第7-1表に示す。

7.2.2 メンテナンス冷却系の運用

メンテナンス冷却系の定格時における崩壊熱除去運転等の運用について以下に述べる。

メンテナンス冷却系は、プラントの通常時においては待機状態であり、主冷却系のメンテナンス時にはメンテナンスを実施していないループの主冷却系と相まって炉心の崩壊熱除去を行う。

メンテナンス冷却系の運転に支障を及ぼさないように、電源設備等のメンテナンスは2ループ以上の主冷却系が運転可能な時期に実施する。

7.3 1次ナトリウム純化系コールドトラップ

7.3.1 設備概要

1次ナトリウム純化系コールドトラップは、1次ナトリウム補助設備に設けられたもので、1次冷却材中から不純物を除去するために使用される。第7-2図に1次ナトリウム補助設備の概要を示す。

1次ナトリウムコールドトラップは、1次ナトリウム補助設備内に2基設置する。1次ナトリウム純化系コールドトラップの設備仕様を第7-2表に示す。

7.3.2 コールドトラップの運用

コールドトラップの運用については、2基のうち1基を使用し、純化運転中にその捕獲用メッシュ部に不純物が蓄積し、純化性能が著しく低下した場合には他の1基に切り替えるものとする。プラント寿命中に2基共純化性能が著しく低下するおそれのある場合には、もう1基追設するか新しいものと交換する、なおコールドトラップの交換あるいは追設が容易にできるようにその搬入ルート、設置スペースを考慮した配置としている。

7.4 ナトリウム供給設備受入タンク

7.4.1 設備概要

ナトリウム供給設備は輸送設備により運ばれたナトリウムを1次ナトリウム補助設備，2次ナトリウム補助設備及び燃料取扱並びに貯蔵設備へ供給するものであるが，このうち受入タンクは，ナトリウム供給時に仮設するものとする。

本設備の系統概略を第7-3図に示す。

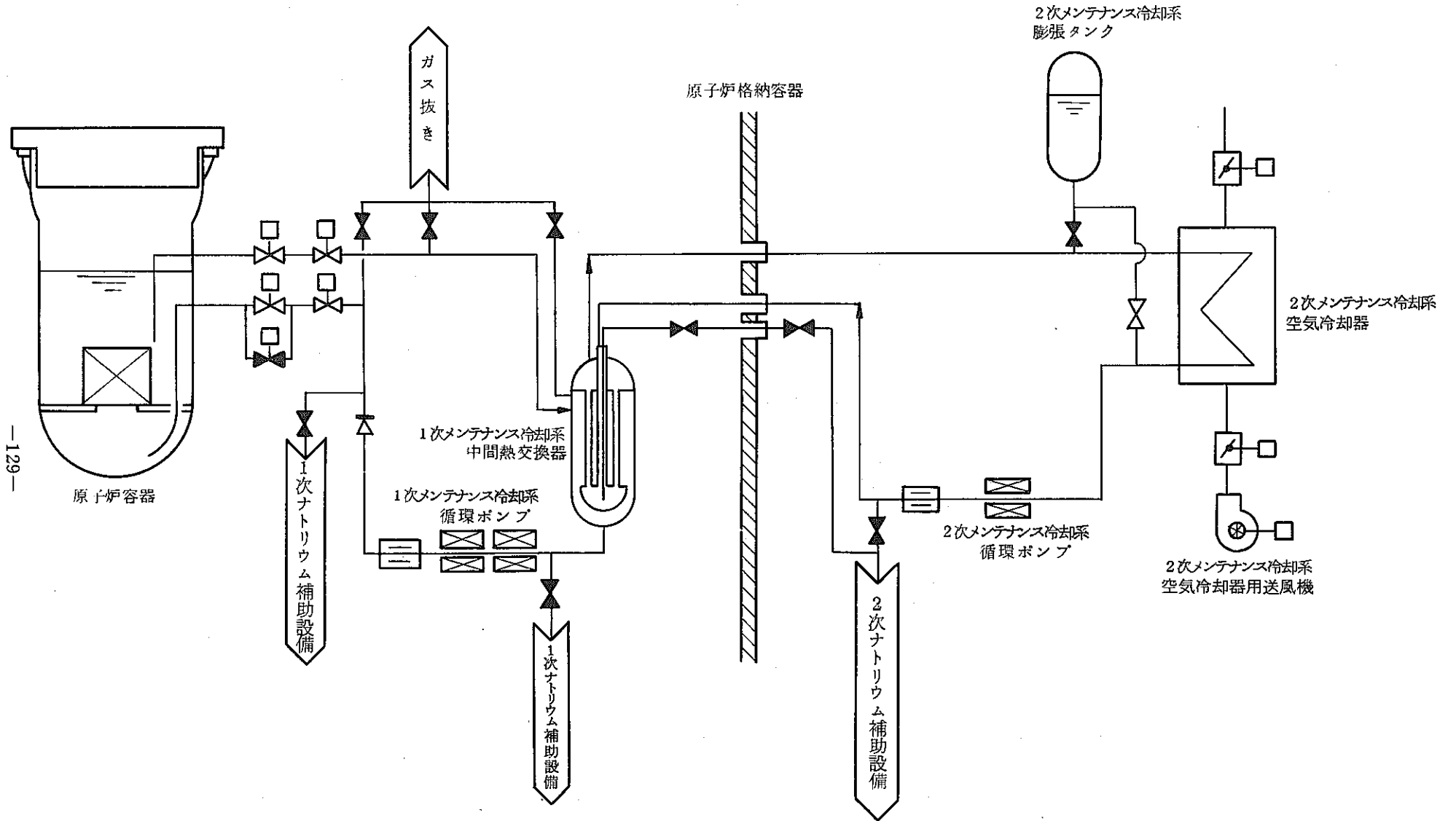
受入タンクには，予熱，保温のためのヒータ及び保温材を設置する。

第7-1表 メンテナンス冷却設備の設備仕様

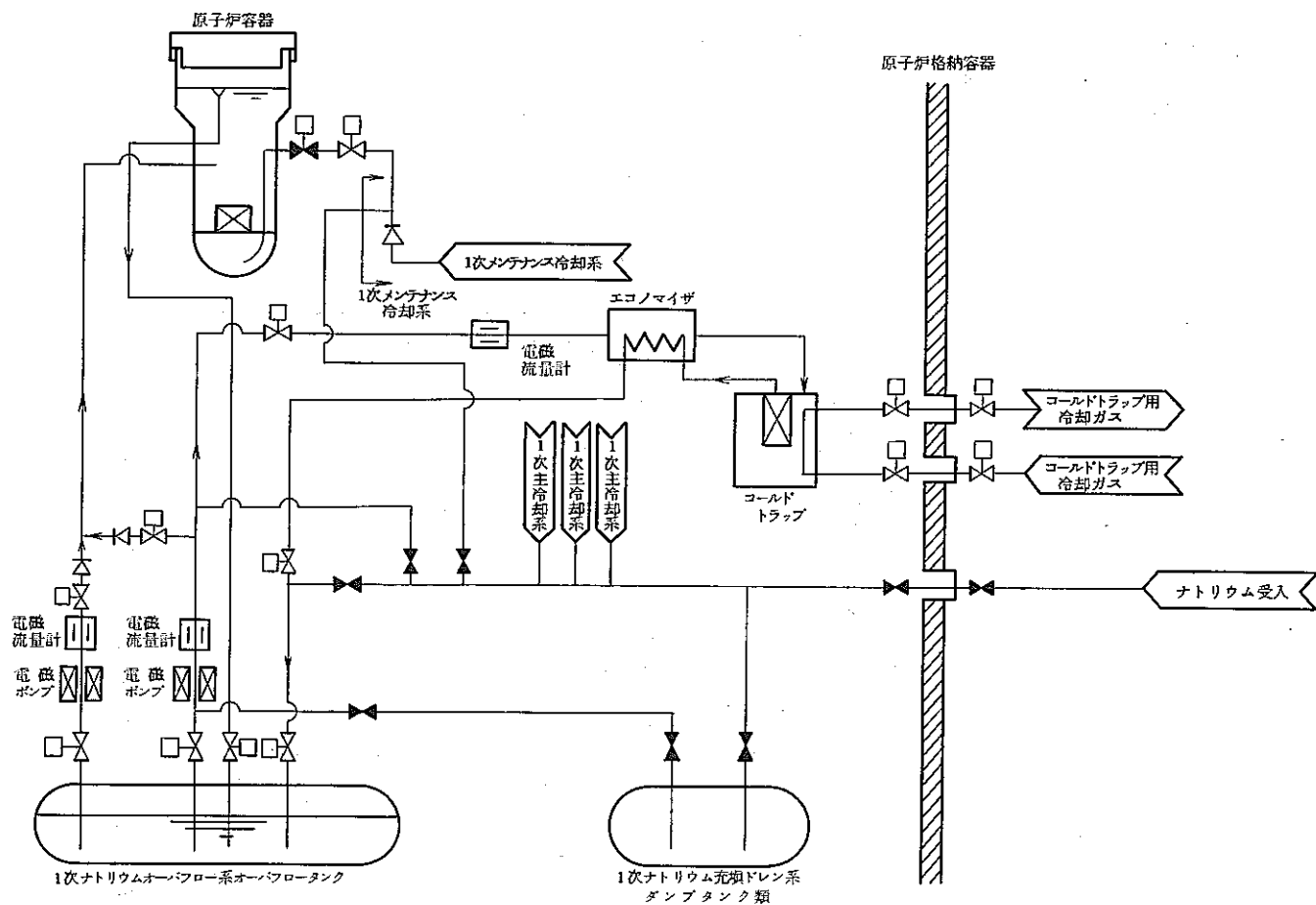
冷却材	ナトリウム, 空気
1次メンテナンス冷却系循環流量	約 1.24×10^5 Kg/h
2次メンテナンス冷却系循環流量	約 1.23×10^5 Kg/h
2次メンテナンス冷却系空気冷却器用送風機吐出容量	約3,000 Nm ³ /min
メンテナンス時1次冷却材温度	
原子炉容器入口	約200℃
原子炉容器出口	約250℃以下
1次メンテナンス冷却系中間熱交換器基数	1
1次メンテナンス冷却系循環ポンプ基数	2
2次メンテナンス冷却系空気冷却器基数	1
2次メンテナンス冷却系空気冷却器用送風機基数	1
2次メンテナンス冷却系循環ポンプ基数	1

第7-2表 1次ナトリウム純化系コールドトラップの設備仕様

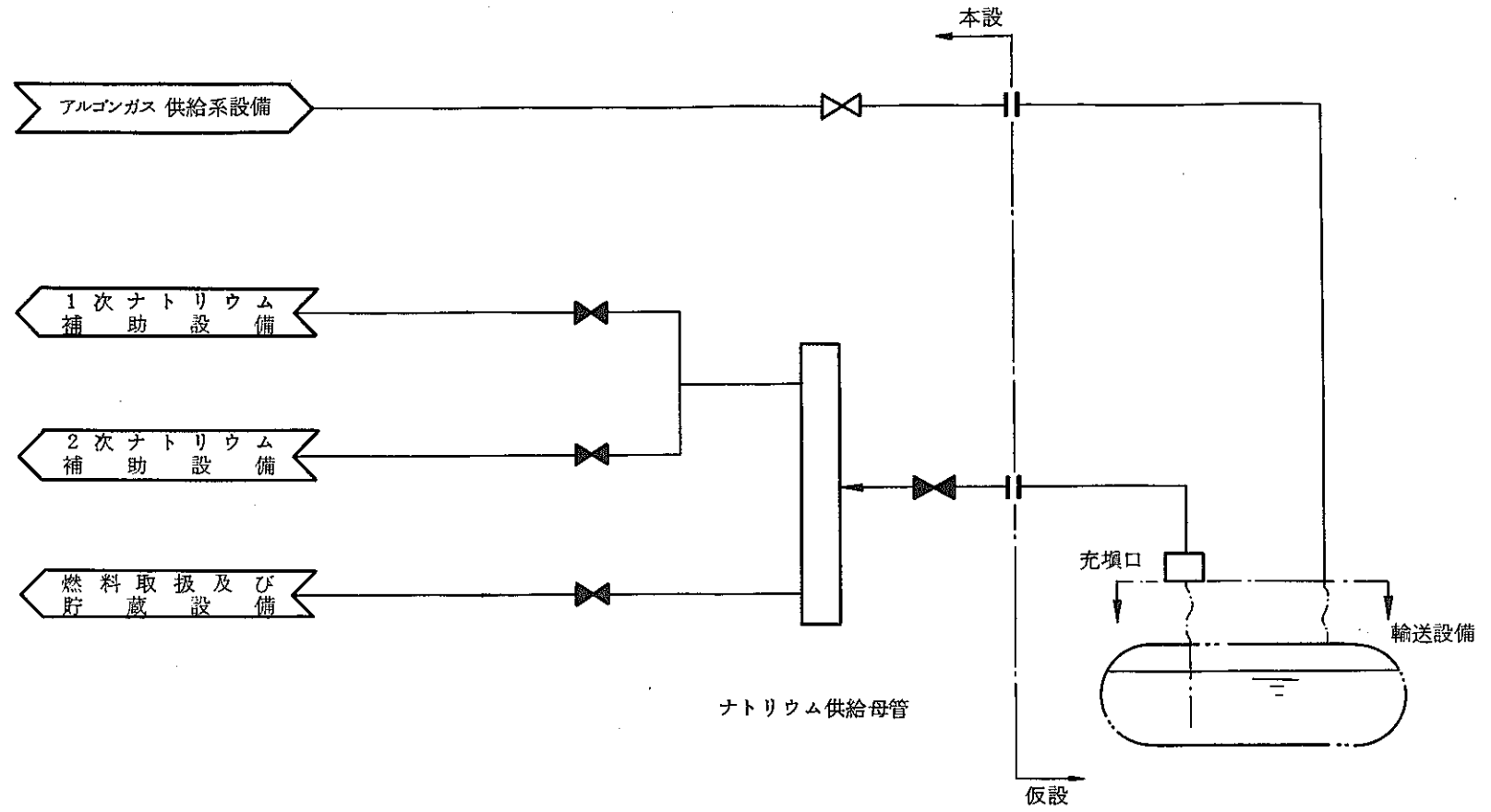
型 式	強制窒素ガス冷却式メッシュ充填型
基 数	2
主 要 材 料	ステンレス鋼
ナトリウム容積	約5 m ³ /基



第7-1図 メンテナンス冷却系設備系統説明図



第7-2図 1次ナトリウム補助設備系統説明図



第7-3図 ナトリウム供給設備系統説明図

8. その他

前章までに述べてきた「もんじゅ」の設備の一部設計変更に伴い、必要な換気空調設備及び配置についての変更を検討した。

8.1 換気空調設備

8.1.1 概 要

換気空調設備は原子炉格納施設及び原子炉補助建物等の換気、空調及び浄化を行うものであり、各室の雰囲気温度を所定の温度に保ち、適切な換気及び放射性物質の浄化により、作業員の雰囲気内立ち入り、放射線被ばくの防止を可能にし、かつ大気への放射性物質放出量を低減させる。

本章では、他設備、系統の変更に伴う換気空調設備の変更及び設備名称等の整理統一を行った場合の換気空調設備について述べる。

8.1.2 設計方針

換気空調設備は次の方針に基づき設定する。

- (1) 換気空調設備は管理区域、管理区域外の別により、またそれぞれの区域外でも機能の別により系統を分ける。
- (2) 換気は清浄区域に新鮮な空気を供給して放射能レベルの高い区域に向かって流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。
- (3) 各換気空調設備は、区域及び室の必要な換気並びに除熱を十分行える容量とする。
なお、換気量は原則として1.5回/h以上の換気回数とする。
- (4) 放射性物質を含むナトリウム漏えいを起こす可能性のある室は原則として窒素雰囲気室とし、空気雰囲気室との隔離を気密構造とする。また保守等で窒素雰囲気室に立ち入る場合は外気との置換を行う。
- (5) 各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができるように設計する。
また、よう素除去フィルタには温度感知設備を設ける。
- (6) 中央制御室空調設備は、事故時には外気との連絡口をしゃ断し、よう素除去フィルタを通る閉回路循環方式とし、従業員を内部被ばくから防護するように設計する。
- (7) 火災の延焼防止のため換気ダクトには必要に応じ防火ダンパを設置する。

8.1.3 主要設備

8.1.3.1 原子炉格納施設換気空調設備

原子炉格納施設換気空調設備の設備仕様を第8-1表に、系統の概略を第8-1図に示す。

(1) 格納容器換気装置

格納容器換気装置は、従業員が原子炉格納容器内に立ち入る際に、外気を取り入れ換気するものであり、給気系統には粗フィルタ及び加熱コイルを内蔵した給気ユニットと給気ファンを設ける。排気系統には排気フィルタユニット及び排気ファンを設ける。

(2) 格納容器空気雰囲気調節装置

格納容器空気雰囲気調節装置は、原子炉運転中原子炉格納容器内空気雰囲気の温度を所定の温度範囲に維持するために空気を循環させるものであり、粗フィルタ及び冷却コイルを内蔵した空調ユニットと空調ファンを設ける。

8.1.3.2 原子炉格納施設窒素雰囲気調節設備

原子炉格納施設窒素雰囲気調節設備の設備仕様を第8-2表に、系統の概略を第8-2図に示す。

(1) 主冷却系窒素雰囲気調節装置

主冷却系窒素雰囲気調節装置は、原子炉運転中、原子炉格納容器内の窒素雰囲気室を所定の窒素雰囲気に維持するとともに、雰囲気平均温度を55℃以下に保つものであり、冷却コイルを内蔵した雰囲気調節ユニットと循環ファンを設ける。

なお、1次主冷却系A、B、C各室については独立した系統を設ける。

(2) 原子炉容器室窒素雰囲気調節装置

原子炉容器室窒素雰囲気調節装置は、原子炉容器室内の窒素雰囲気を所定の窒素雰囲気に維持するとともに、雰囲気平均温度を55℃以下に保つものであり、冷却コイルを内蔵した雰囲気調整ユニットと循環ファンを設ける。

8.1.3.3 原子炉補助建物換気空調設備

原子炉補助建物換気空調設備の設備仕様を第8-3表に、系統の概要を第8-3図～第8-12図に示す。

(1) 中央制御室空調設備

中央制御室空調設備は、中央制御室の空調（温度、湿度調節）、換気及び雰囲気浄化を行うものである。

換気対象室の換気及び冷暖房のために、冷却コイル及び粗フィルタを内蔵した空調

ユニットと空調ファン，加熱コイル，加湿器を設ける。

また，事故時の運転員の内部被ばくを防止するために，微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵した浄化フィルタユニット及び浄化ファンを設け，事故時には外気からしゃ断し，室内空気を循環浄化させる。

なお，外気とのしゃ断が長期にわたり室内の雰囲気が悪くなった場合は，外気を浄化フィルタユニットで浄化しながら取り入れることができる。

(2) 蒸気発生器室換気装置

蒸気発生器室換気装置は，室内の平均温度を55℃以下に保ち，人の立ち入りを可能にするため外気を取り入れ換気するものであり，給気ファン及び排気ファンを設ける。

なお，蒸気発生器室A，B，C各室については各々独立した換気装置を設ける。

(3) 電気設備室換気装置

電気設備室換気装置は低圧電気設備室等の部屋の平均温度を40℃以下に保ち，かつ人の立ち入りを可能にするために外気を取り入れ換気するものであり，粗フィルタ，冷却コイルを内蔵した空調ユニットと空調ファンを設ける。

バッテリー室からの排気については排気ファンにて外気へ放出する。電気設備室については一部外気へ放出し，残りは再循環させる。

本装置は2系統の換気装置から構成される。

(4) 補助建物一般換気装置

補助建物一般換気装置は，圧縮空気供給系室等の平均温度を55℃以下に保ち，かつ人の立ち入りを可能にするために外気を取り入れ換気するものであり，粗フィルタ，加熱コイルを内蔵した給気ユニットと給気ファン及び排気ファンを設ける。

(5) 燃料取扱設備室窒素雰囲気調節装置

燃料取扱設備室窒素雰囲気調節装置は，炉外燃料貯蔵室等の窒素雰囲気の部屋を所定の窒素雰囲気に維持するとともに雰囲気の平均温度を55℃以下に保つものであり，冷却コイルを内蔵した雰囲気調節ユニットと循環ファンを設ける。

(6) 燃料取扱設備室換気装置

燃料取扱設備室換気装置は，燃料取扱系各室，気体廃棄物処理系室及び1次アルゴンガス系設備室等の平均温度を55℃以下に保ち，かつ人の立ち入りを可能にするために外気を取り入れ換気するものであり，粗フィルタと加熱コイルを内蔵した給気ユ

ニット、粗フィルタと微粒子フィルタを内蔵した排気フィルタユニット、給気ファン及び排気ファンを設ける。新燃料取扱室等については、更に、冷却コイルを内蔵した冷却器により雰囲気調節を行う。

なお、燃料取扱事故時には「燃料出入設備気相部放射能高」信号により事故室の排気系統を切り換え、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵した浄化フィルタユニットにより排気を浄化し、排気筒より排気する。

(7) 放射線管理室空調設備

放射線管理室空調設備は、放射線管理室及び分析室の空調（温度、湿度調節）及び換気を行うものであり、粗フィルタ及び冷却コイルを内蔵した空調ユニット及び空調ファンと粗フィルタと微粒子フィルタを内蔵した排気フィルタユニット及び排気ファンを設ける。なお、分析フードの排気は粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵した浄化フィルタユニット及び浄化ファンにより行う。

排気は排気筒より大気放出する。

(8) 2次メンテナンス冷却系室換気装置

2次メンテナンス冷却系室換気装置は、室内の平均温度を5.5℃以下に保ち、人の立ち入りを可能にするために外気を取り入れ換気するものであり、給気ファン及び排気ファンを設ける。

(9) 炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置

炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置は、炉外燃料貯蔵槽冷却系室等の平均温度を5.5℃以下に保ち、人の立ち入りを可能にするために外気を取り入れ換気するものであり、給気ファンを設ける。

なお、炉外燃料貯蔵槽冷却系室A、B、C各室については各々独立した換気装置を設ける。

8.1.3.4 メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置

メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置の設備仕様を第8-4表に、系統の概略を第8-13図に示す。

メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置は、メンテナンス・廃棄物処理建物各対象室の平均温度を4.0℃以下に保ち、人の立ち入りを可能にするために外気を取り入れ換気するものであり、給気系統には粗フィルタと加熱コイルを内蔵した給気ユニット及び給気ファンを設ける。

各部屋からの排気は粗フィルタ及び微粒子フィルタを内蔵したフィルタユニットにて浄化し、排気ファンにて排気する。

なお、排気は排気筒より大気放出する。

第 8 - 1 表 原子炉格納施設換気空調設備の設備仕様

(1) 格納容器換気装置

格納容器給気ユニット (粗フィルタ及び加熱コイル内蔵型)	1 基 (内部 2 分割)
格納容器給気ファン	2 台 (各 5 0 % 容量)
格納容器排気フィルタユニット (粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型)	2 基 (各 5 0 % 容量)
格納容器排気ファン	2 台 (各 5 0 % 容量)

(2) 格納容器空気雰囲気調節装置

格納容器空調ユニット (粗フィルタ及び冷却コイル内蔵型)	2 基 (各 5 0 % 容量)
格納容器空調ファン	3 基 (各 5 0 % 容量)

第 8 - 2 表 原子炉格納施設窒素雰囲気調節設備の設備仕様

(1) 主冷却系窒素雰囲気調節装置 A

主冷却系 (A) 窒素雰囲気調節ユニット 2 基 (各 1 0 0 % 容量)
(冷却コイル内蔵型)

主冷却系 (A) 窒素雰囲気循環ファン 2 台 (各 1 0 0 % 容量)

(2) 主冷却系窒素雰囲気調節装置 B

主冷却系 (B) 窒素雰囲気調節ユニット 2 基 (各 1 0 0 % 容量)
(冷却コイル内蔵型)

主冷却系 (B) 窒素雰囲気循環ファン 2 台 (各 1 0 0 % 容量)

(3) 主冷却系窒素雰囲気調節装置 C

主冷却系 (C) 窒素雰囲気調節ユニット 2 基 (各 1 0 0 % 容量)
(冷却コイル内蔵型)

主冷却系 (C) 窒素雰囲気循環ファン 2 台 (各 1 0 0 % 容量)

(4) 原子炉容器室窒素雰囲気調節装置

原子炉容器室窒素雰囲気調節ユニット 2 基 (各 1 0 0 % 容量)
(冷却コイル内蔵型)

原子炉容器室窒素雰囲気循環ファン 2 台 (各 1 0 0 % 容量)

第 8 - 3 表 原子炉補助建物換気空調設備の設備仕様

(1) 中央制御室空調装置

中央制御室空調ユニット (粗フィルタ及び冷却コイル内蔵型)	2 基 (各 100%容量)
中央制御室空調ファン	2 台 (各 100%容量)
中央制御室浄化フィルタユニット (微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタ内蔵型)	1 基
中央制御室浄化ファン	2 台 (各 100%容量)
中央制御室排気ファン	2 台 (各 100%容量)

(2) 蒸気発生器室換気装置 A

蒸気発生器室 (A) 給気ファン	2 台 (各 50%容量)
蒸気発生器室 (A) 排気ファン	2 台 (各 50%容量)
配管室 (A) 排気ファン	2 台 (各 50%容量)

(3) 蒸気発生器室換気装置 B

蒸気発生器室 (B) 給気ファン	2 台 (各 50%容量)
蒸気発生器室 (B) 排気ファン	2 台 (各 50%容量)

(4) 蒸気発生器室換気装置 C

蒸気発生器室 (C) 給気ファン	2 台 (各 50%容量)
蒸気発生器室 (C) 排気ファン	2 台 (各 50%容量)
配管室 (C) 排気ファン	2 台 (各 50%容量)

(5) 電気設備室換気装置 I

電気設備室空調ユニット I (粗フィルタ及び冷却コイル内蔵型)	2 基 (各 100%容量)
電気設備室空調ファン I	2 台 (各 100%容量)

(6) 電気設備室換気装置 II

電気設備室空調ユニットII (粗フィルタ及び冷却コイル内蔵型)	2 基 (各100%容量)
電気設備室空調ファンII	2 台 (各100%容量)
バッテリー室排気ファン	2 台 (各100%容量)

(7) 補助建物一般換気装置

補助建物一般給気ユニット (粗フィルタ及び加熱コイル内蔵型)	1 基
補助建物一般給気ファン	2 台 (各50%容量)
補助建物一般排気ファン	4 台 (合計100%容量)

(8) 燃料取扱設備室窒素雰囲気調節装置

燃料取扱設備室窒素雰囲気調節ユニット (冷却コイル内蔵型)	2 基 (各100%容量)
燃料取扱設備室窒素雰囲気循環ファン	2 台 (各100%容量)

(9) 燃料取扱設備室換気装置

燃料取扱設備室給気ユニット (粗フィルタ及び加熱コイル内蔵型)	2 基 (合計100%容量)
燃料取扱設備室給気ファン	4 台 (合計100%容量)
燃料取扱設備室排気フィルタユニット (粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型)	2 基 (各50%容量)
燃料取扱設備室浄化フィルタユニット (微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタ内蔵型)	1 基
燃料取扱設備室排気ファン	2 台 (各50%容量)
燃料取扱設備室浄化ファン	2 台 (各100%容量)
新燃料取扱室冷却器 (冷却コイル内蔵型)	1 基

(10) 放射線管理室空調装置

放射線管理室空調ユニット	1	基
(粗フィルタ及び冷却コイル内蔵型)		
放射線管理室空調ファン	2	台(各50%容量)
放射線管理室排気フィルタユニット	2	台(各50%容量)
(粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型)		
放射線管理室排気ファン	2	台(各50%容量)
分析フード浄化フィルタユニット	1	基
(粗フィルタ, 微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタ内蔵型)		
分析フード浄化ファン	2	台(各50%容量)

(11) 2次メンテナンス冷却系室換気装置

2次メンテナンス冷却系室給気ファン	2	台(各50%容量)
2次メンテナンス冷却系室排気ファン	2	台(各50%容量)

(12) 炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置 A

炉外燃料貯蔵槽冷却系室(A)給気ファン	2	台(各50%容量)
---------------------	---	-----------

(13) 炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置 B

炉外燃料貯蔵槽冷却系室(B)給気ファン	2	台(各50%容量)
---------------------	---	-----------

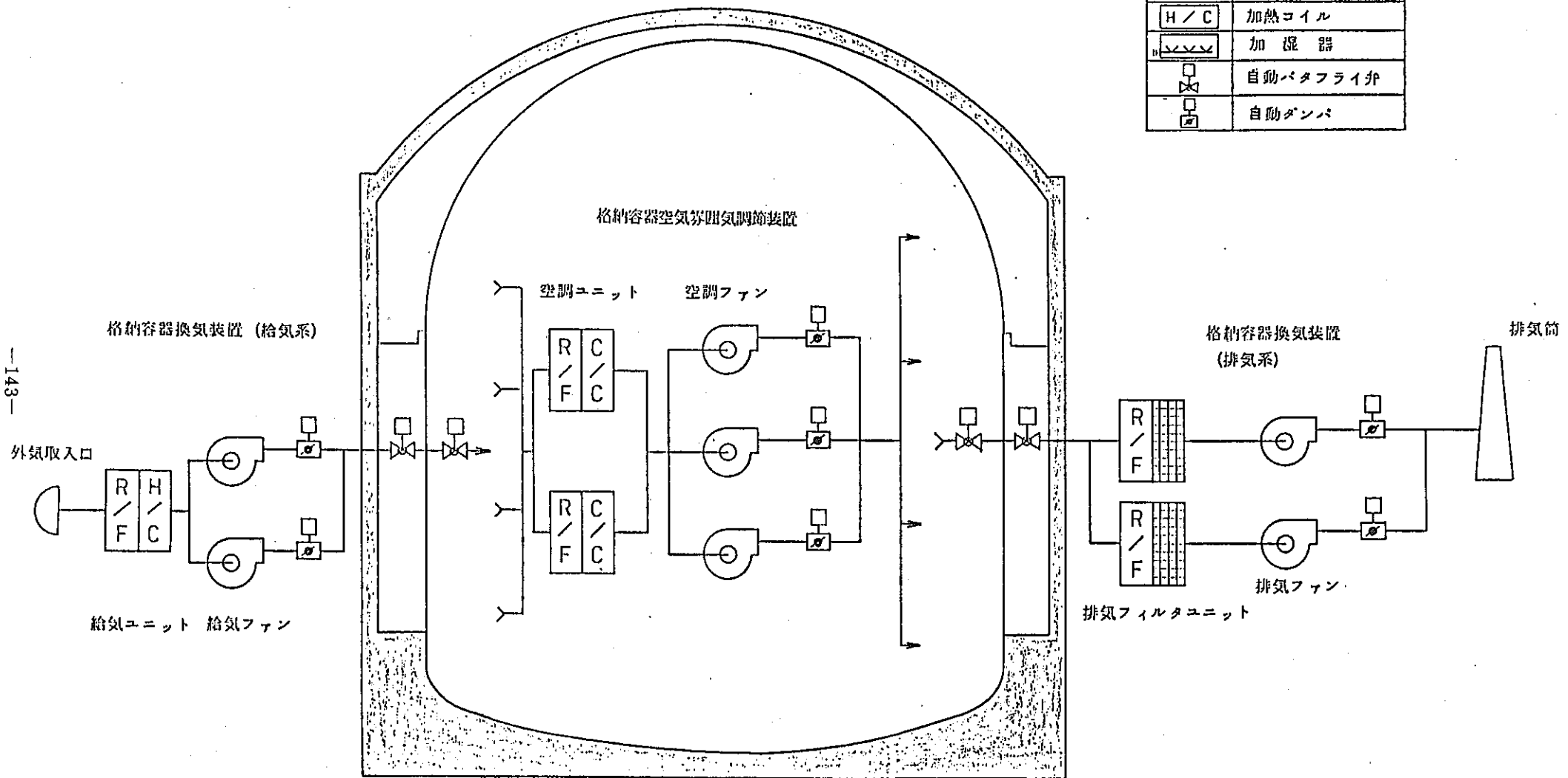
(14) 炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置 C

炉外燃料貯蔵槽冷却系室(C)給気ファン	2	台(各50%容量)
---------------------	---	-----------

第8-4表 メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置の設備仕様

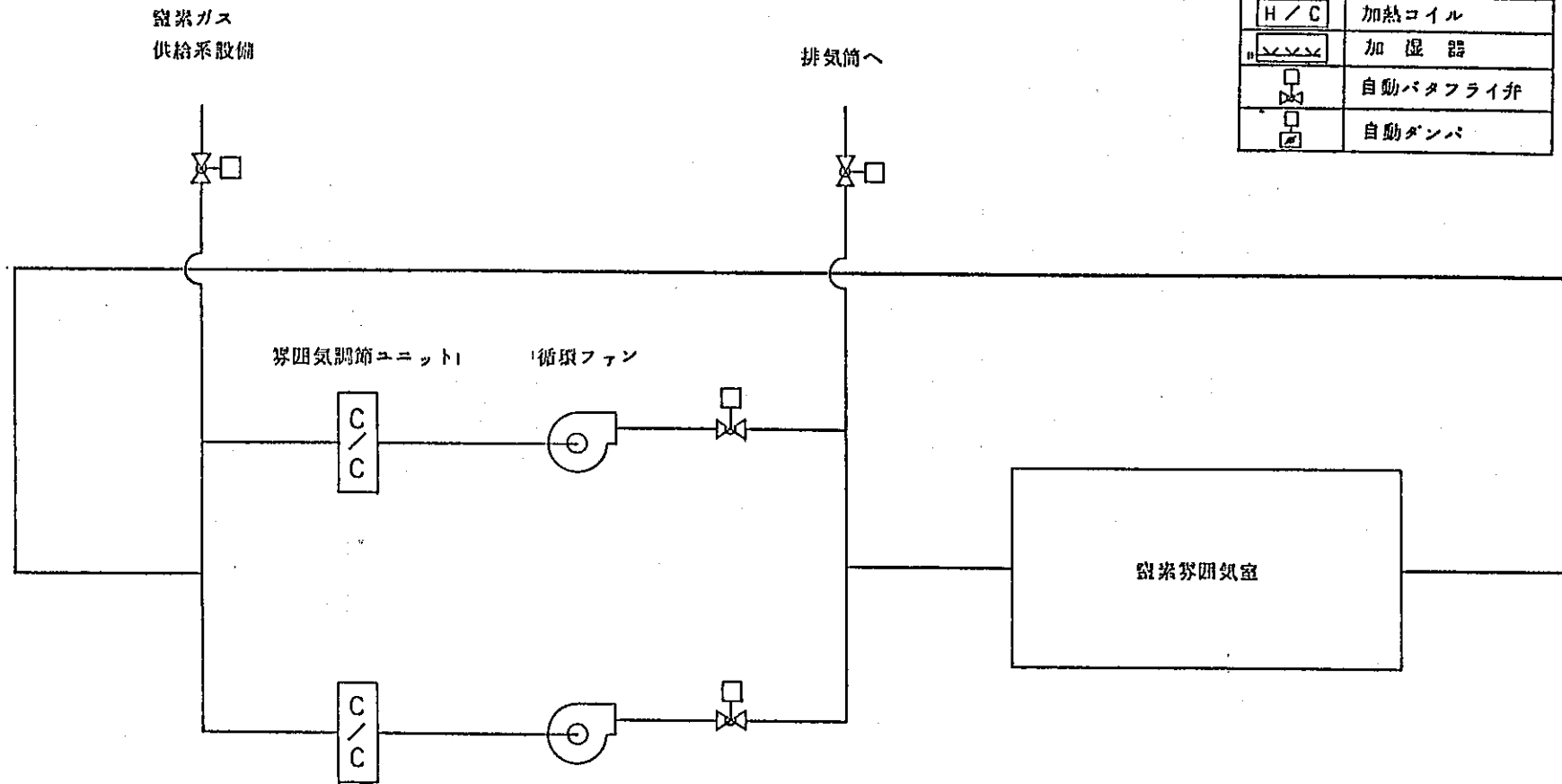
メンテナンス・廃棄物処理建物給気ユニット	1	基
(粗フィルタ及び冷却コイル内蔵型)		
メンテナンス・廃棄物処理建物給気ファン	2	台(各50%容量)
メンテナンス・廃棄物処理建物排気フィルタユニット		
	2	基(各50%容量)
(粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型)		
メンテナンス・廃棄物処理建物排気ファン	2	台(各50%容量)

✧ ✧	よう素除去フィルタ
	微粒子フィルタ
R / F	粗フィルタ
C / C	冷却コイル
H / C	加熱コイル
	加湿器
□	自動バタフライ弁
□	自動ダンパ



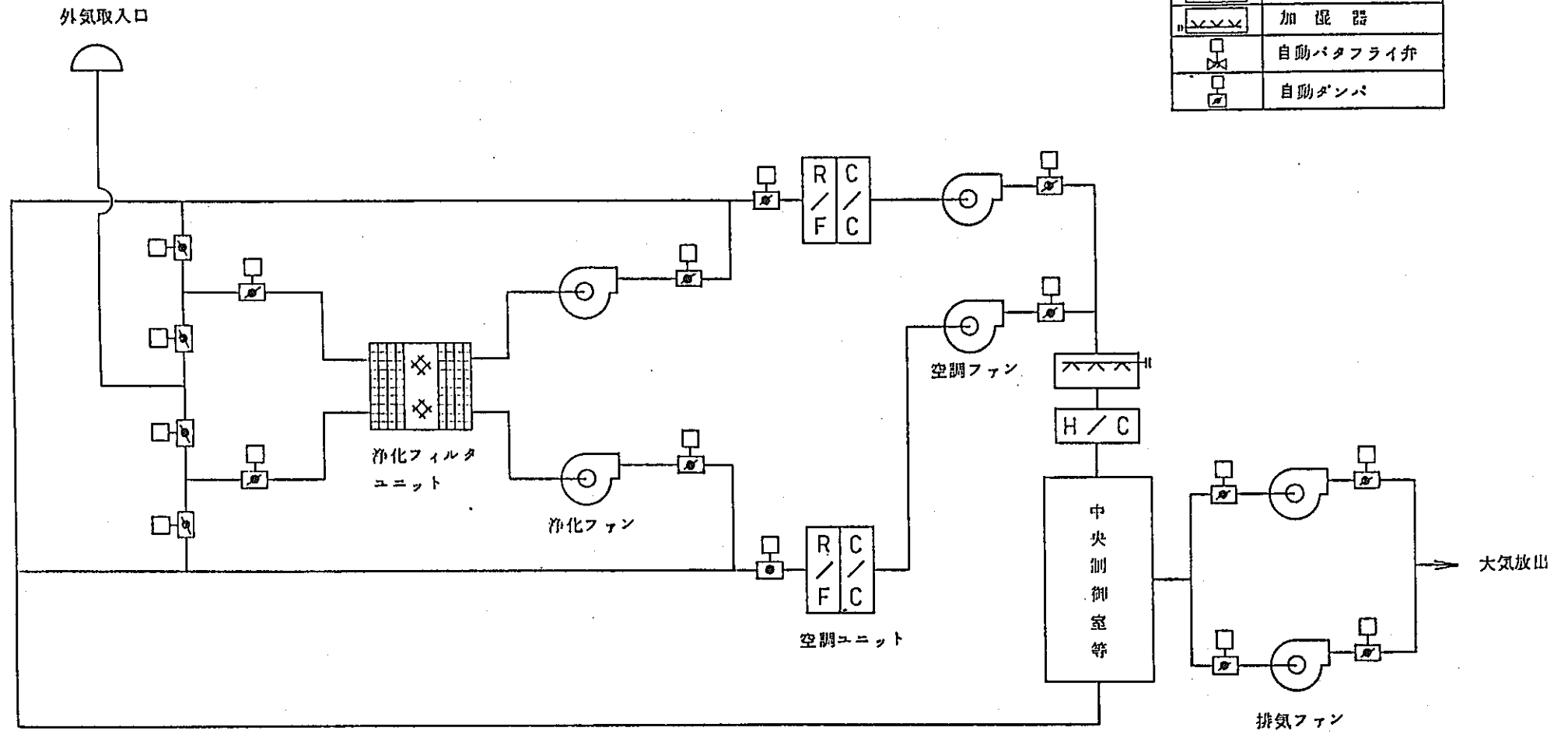
第 8 - 1 図 原子炉格納施設換気空調設備系統説明図

✧ ✧	よう素除去フィルタ
	微粒子フィルタ
R / F	粗フィルタ
C / C	冷却コイル
H / C	加熱コイル
≡≡≡	加湿器
□	自動バタフライ弁
□	自動ダンパ

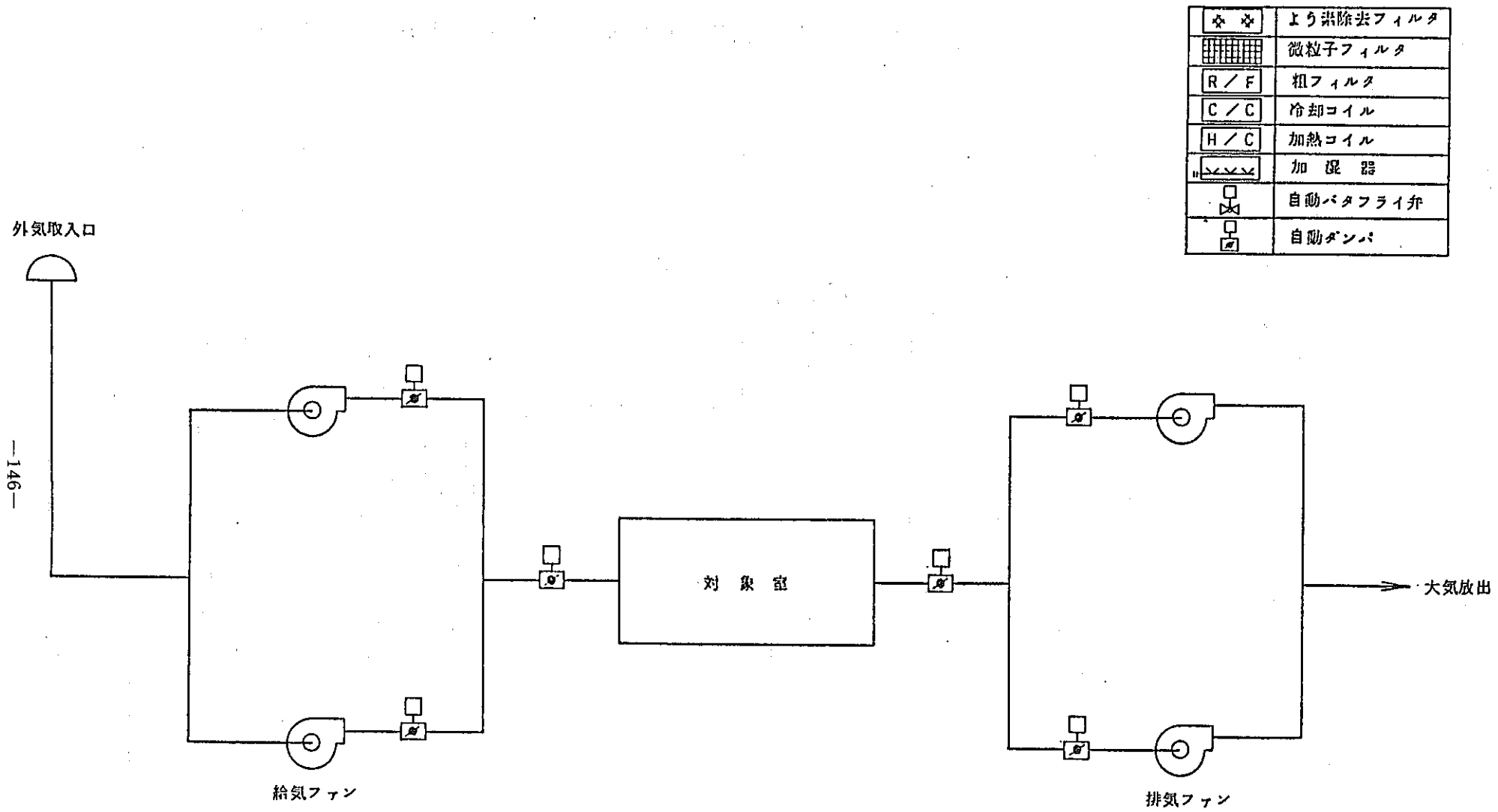


第 8 - 2 図 原子炉格納施設窒素雰囲気調節設備系統説明図

✕ ✕	よう素除去フィルタ
	微粒子フィルタ
R / F	粗フィルタ
C / C	冷却コイル
H / C	加熱コイル
	加湿器
□	自動バタフライ弁
□	自動ダンパ

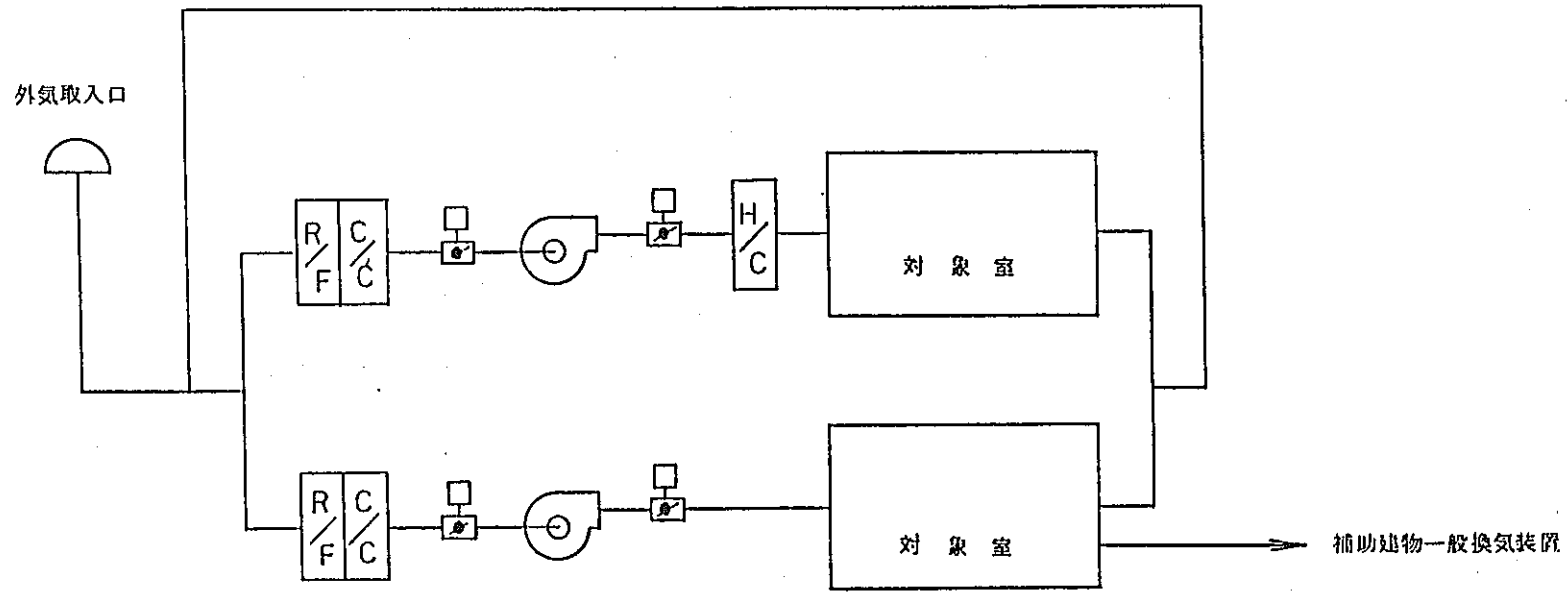


第 8 - 3 図 中央制御室空調装置系統説明図



第 8 - 4 図 蒸気発生器室換気装置系統説明図

	より葉除去フィルタ
	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	冷却コイル
	加熱コイル
	加湿器
	自動バタフライ弁
	自動ダンパ

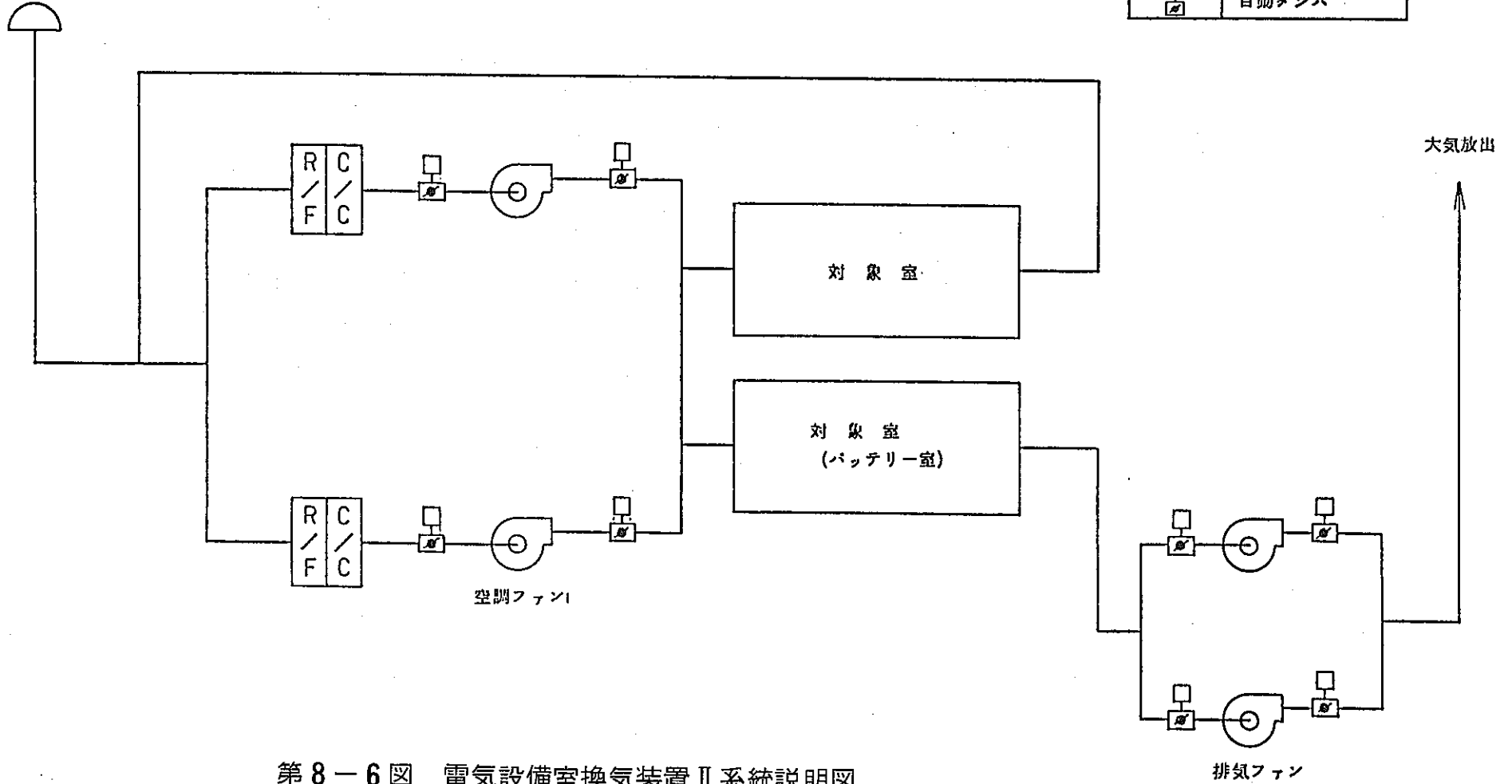


空調ユニット 空調ファン



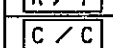
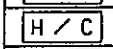




第 8 - 5 図 電気設備室換気装置 I 系統説明図

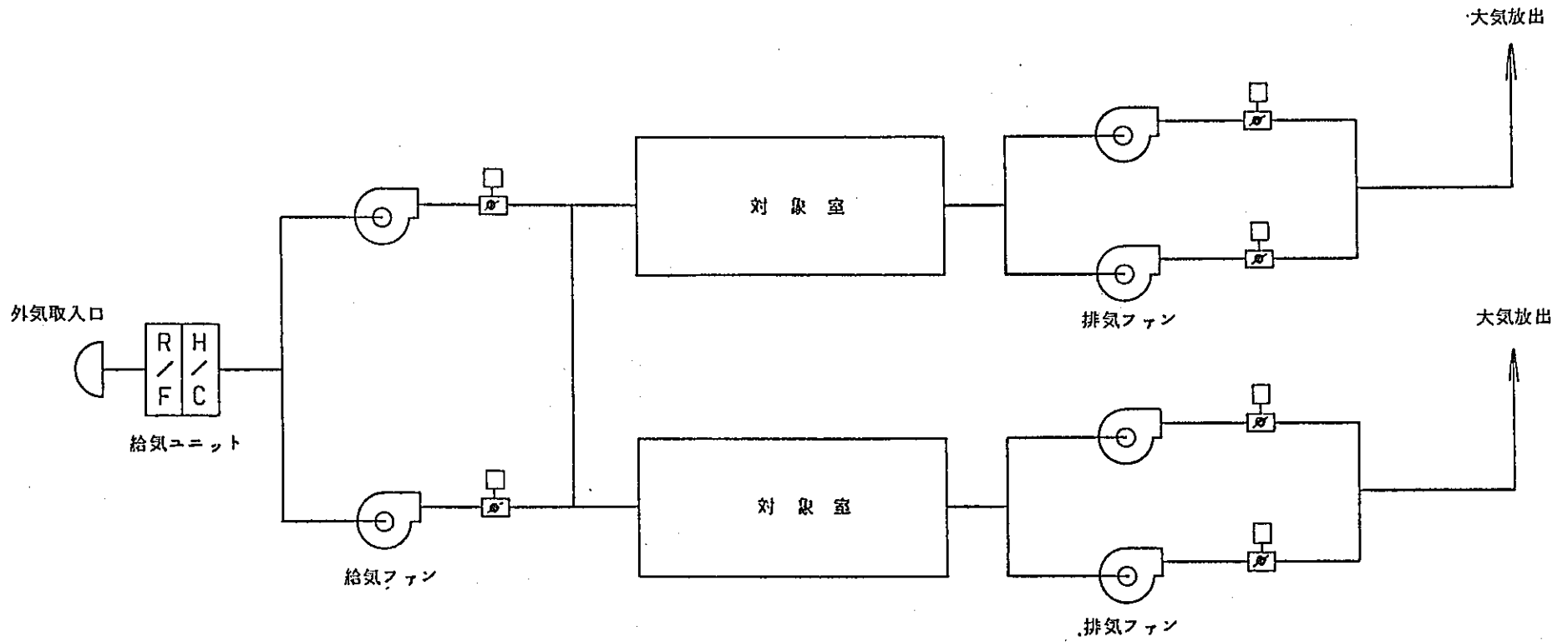
✳ ✳	より糸除去フィルタ
	微粒子フィルタ
R / F	粗フィルタ
C / C	冷却コイル
H / C	加熱コイル
	加湿器
□	自動バタフライ弁
□	自動ダンパ

外気取入口

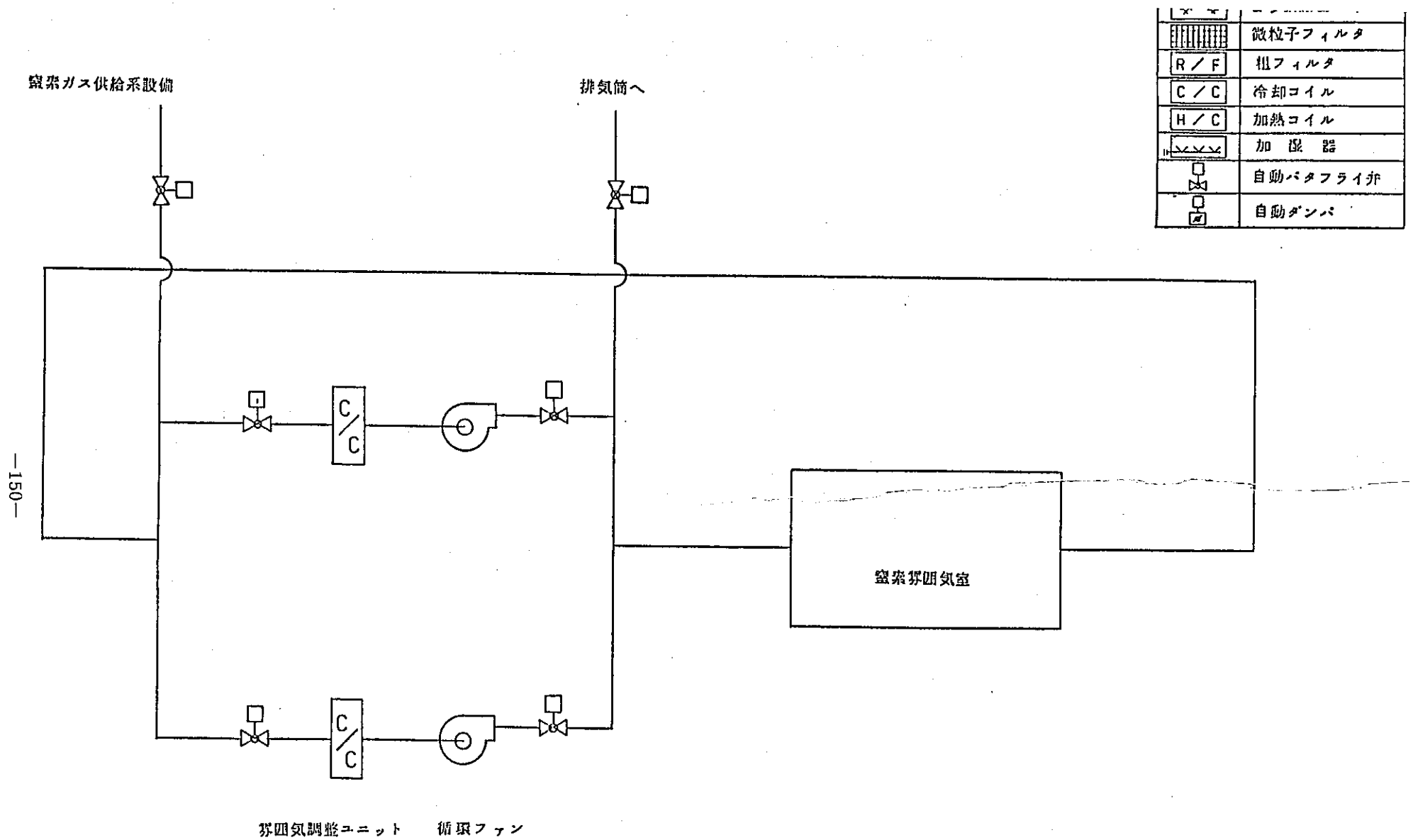


第 8 - 6 図 電気設備室換気装置 II 系統説明図

	より粗除去フィルタ
	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	冷却コイル
	加熱コイル
	加湿器
	自動バタフライ弁
	自動ダンパ

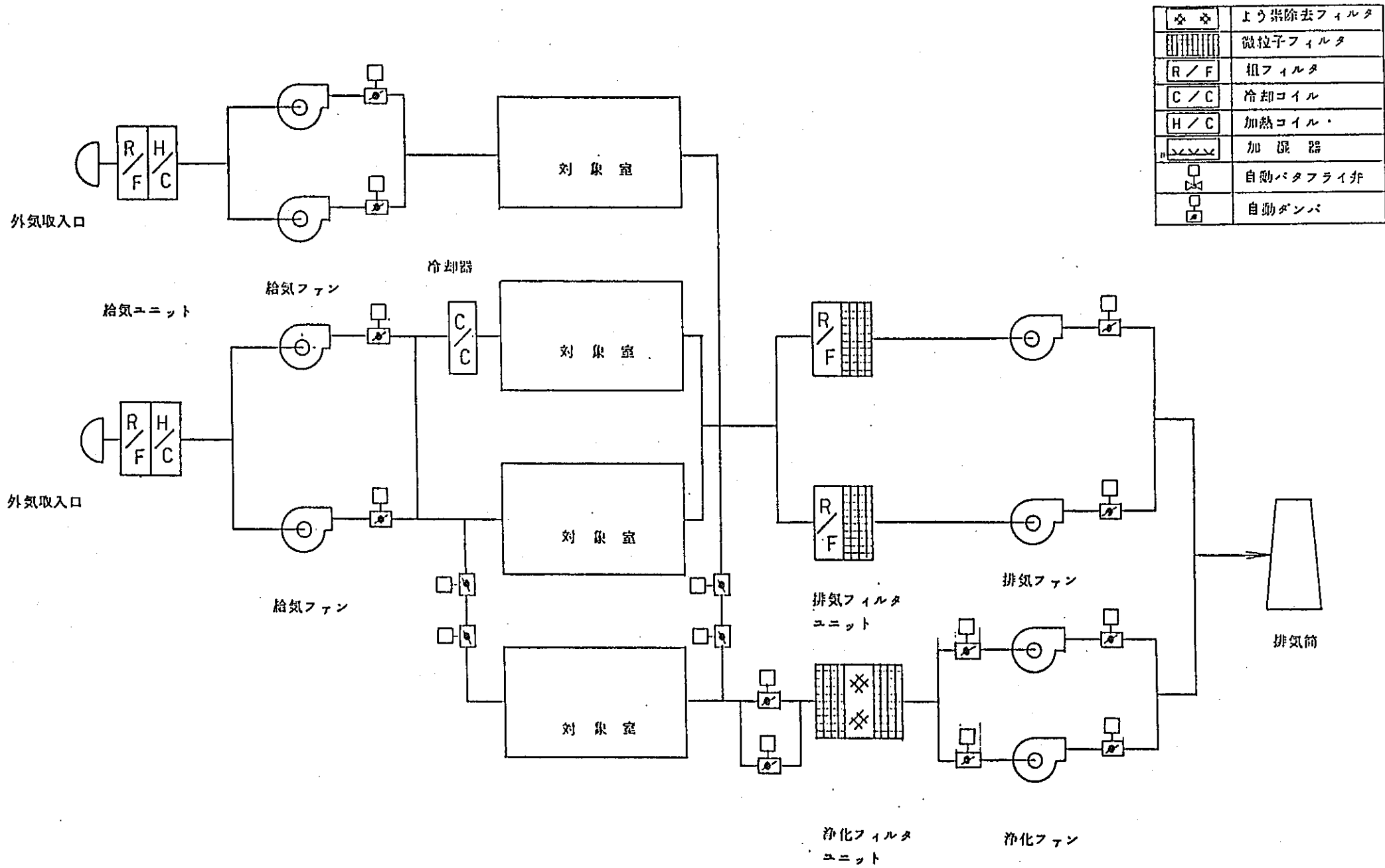


第 8 - 7 図 補助建物一般換気装置系統説明図



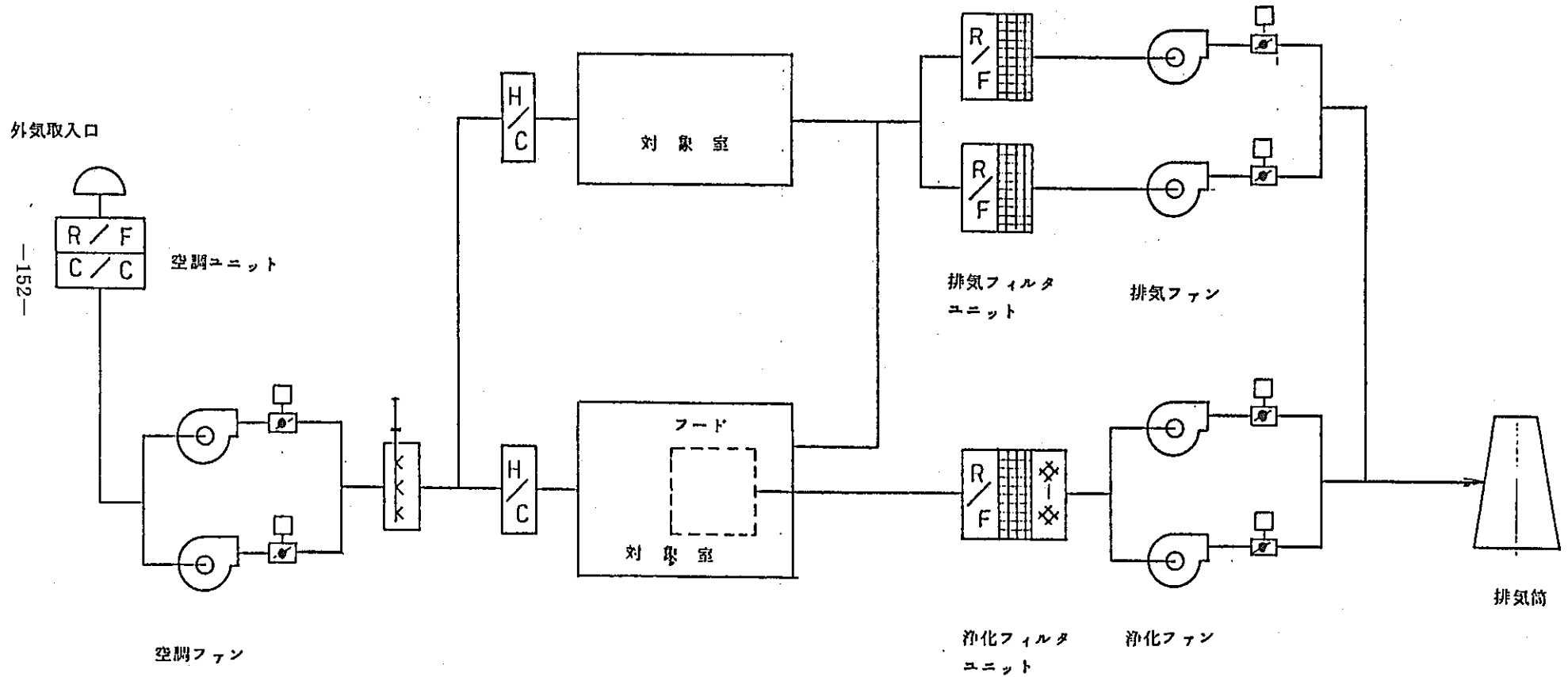
-150-

第 8 - 8 図 燃料取扱設備室窒素雰囲気調節装置系統説明図



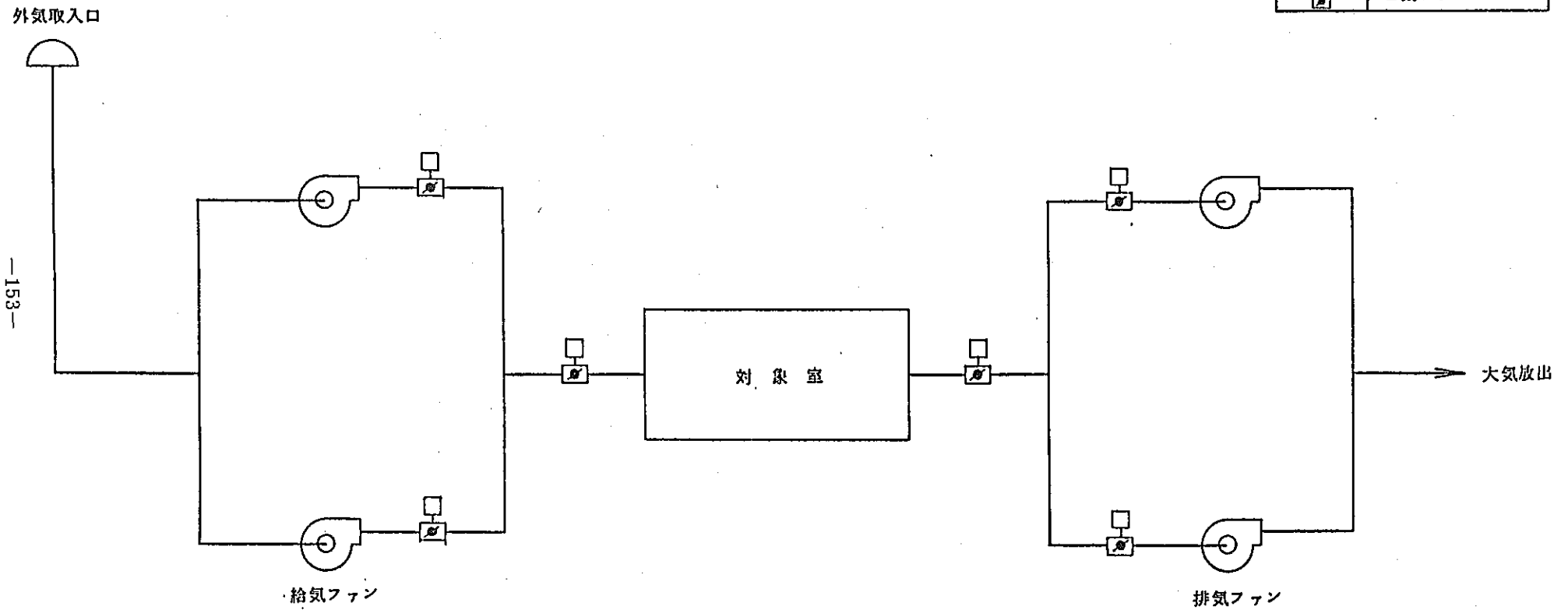
第 8 - 9 図 燃料取扱設備室換気装置系統説明図

✧ ✧	より糸除去フィルタ
▧	微粒子フィルタ
R / F	粗フィルタ
C / C	冷却コイル
H / C	加熱コイル
≡	加湿器
□	自動バタフライ弁
□	自動ダンパ

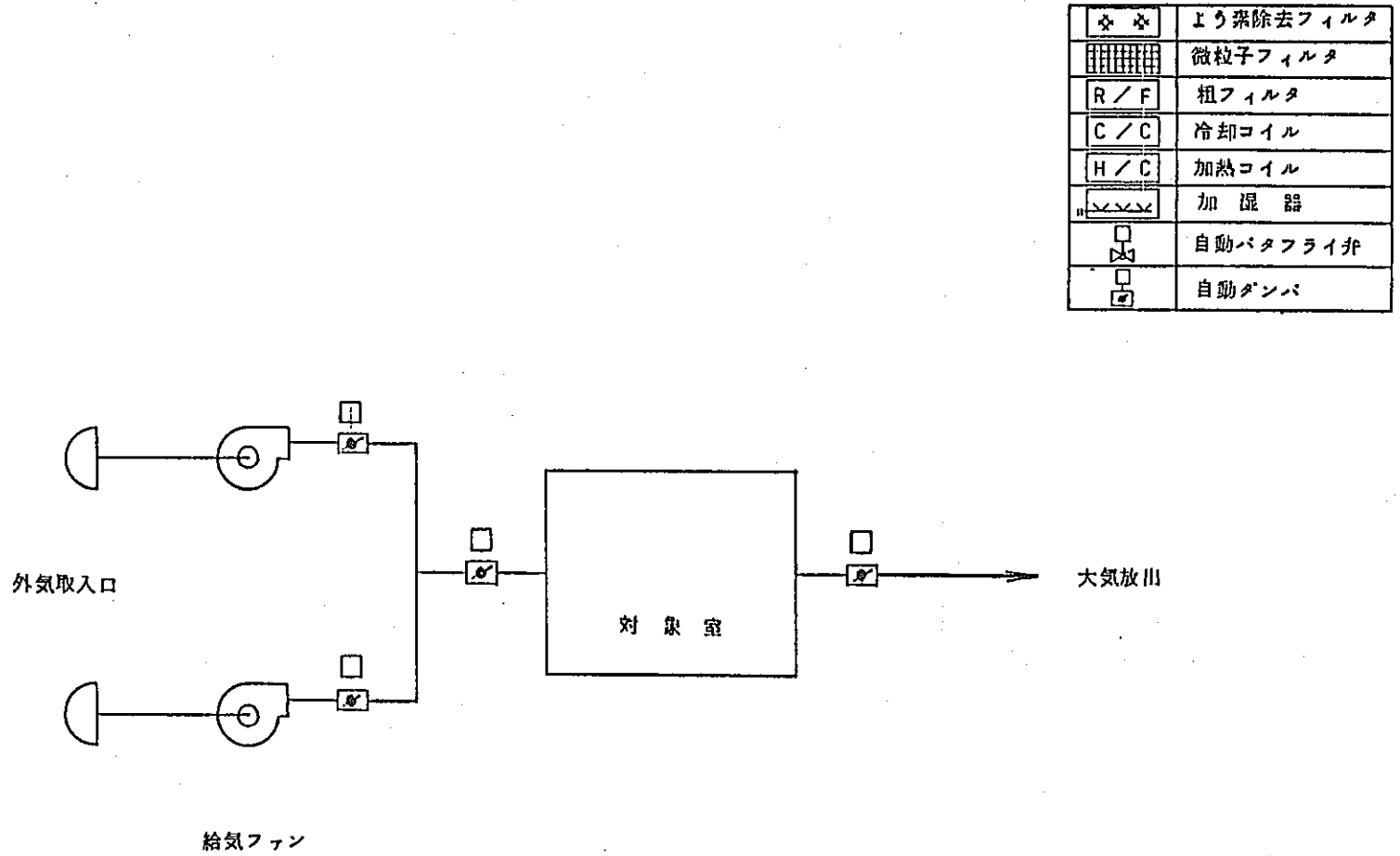


第8-10図 放射線管理室空調装置系統説明図

✳ ✳	よう素除去フィルタ
	微粒子フィルタ
R / F	粗フィルタ
C / C	冷却コイル
H / C	加熱コイル
	加湿器
□	自動バタフライ弁
□	自動ダンパ

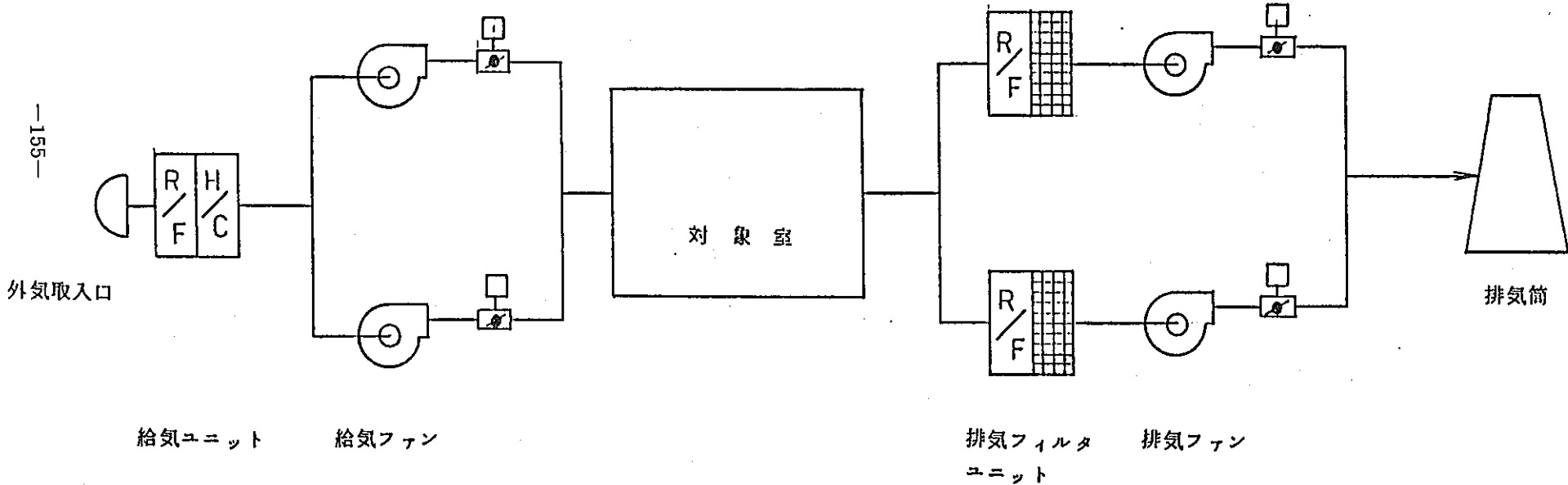


第8-11図 2次メンテナンス冷却系室換気装置



第8-12図 炉外燃料貯蔵槽冷却系室換気装置系統説明図

✧ ✧	より素除去フィルタ
▧	微粒子フィルタ
R / F	粗フィルタ
C / C	冷却コイル
H / C	加熱コイル
▽▽▽	加湿器
□	自動バタフライ弁
□	自動ダンパ



第8-13図 メンテナンス・廃棄物処理建物換気装置系統説明図

8.2 配 置

機器設備の変更により、プラント配置の見直しを行った。主要建物の機器配置を第8-14図～第8-22図に示す。主な変更点は次の通りである。

(1) 原子炉建物

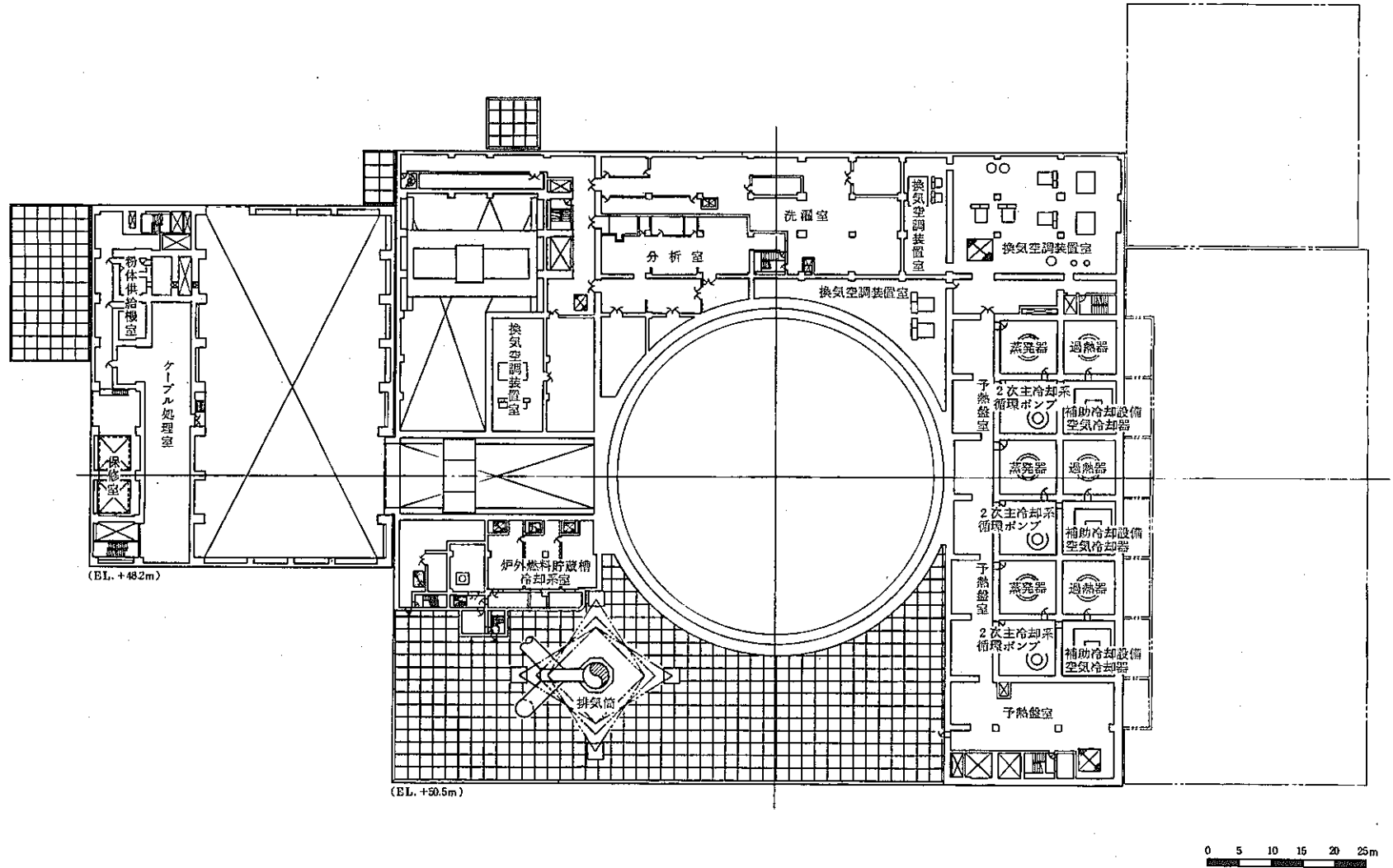
1次ナトリウム純化系コールドトラップの基数変更により、部屋内機器配置を変更した。

(2) 原子炉補助建物

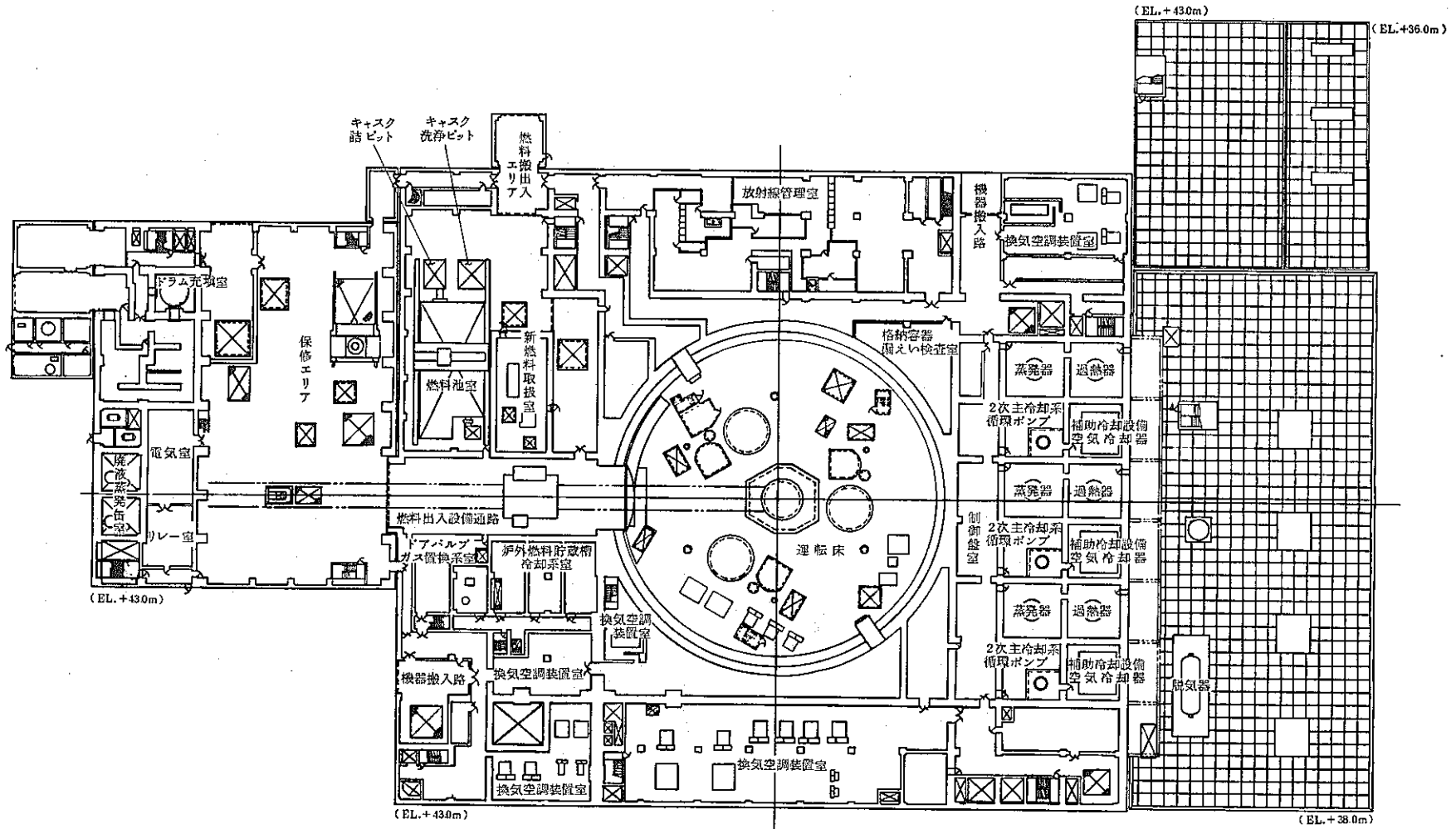
コンクリート冷却設備の削除、希ガス除去・回収設備の削除及び減衰タンクの設置、炉外燃料貯蔵槽冷却設備の変更、2次主冷却系循環ポンプに係わる変更、メンテナンス冷却系設備の変更により建物の構造の一部及び機器配置を変更した。

(3) メンテナンス・廃棄物処理建物

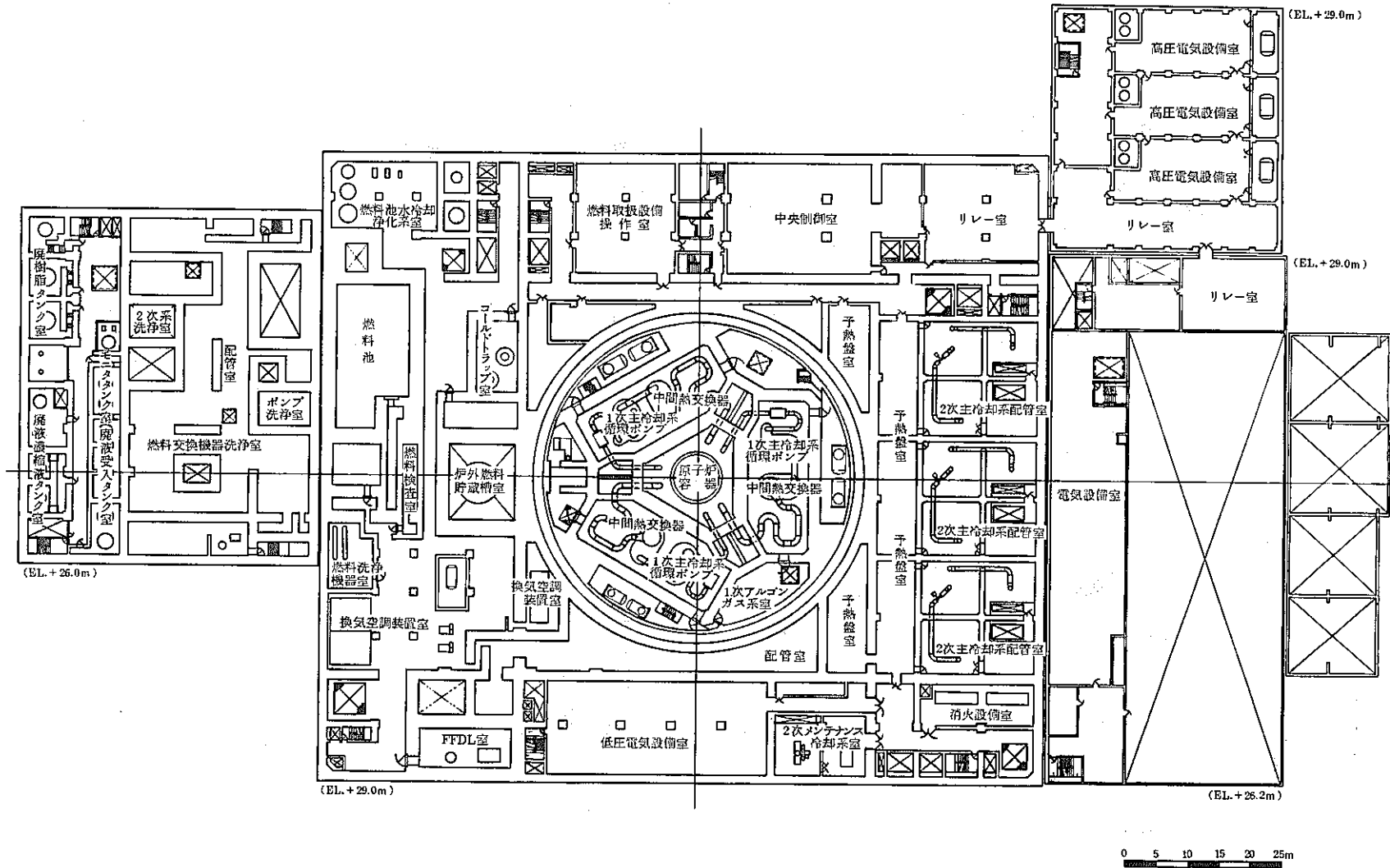
固体廃棄物処理設備の固化方式の変更により、建物内配置を変更した。



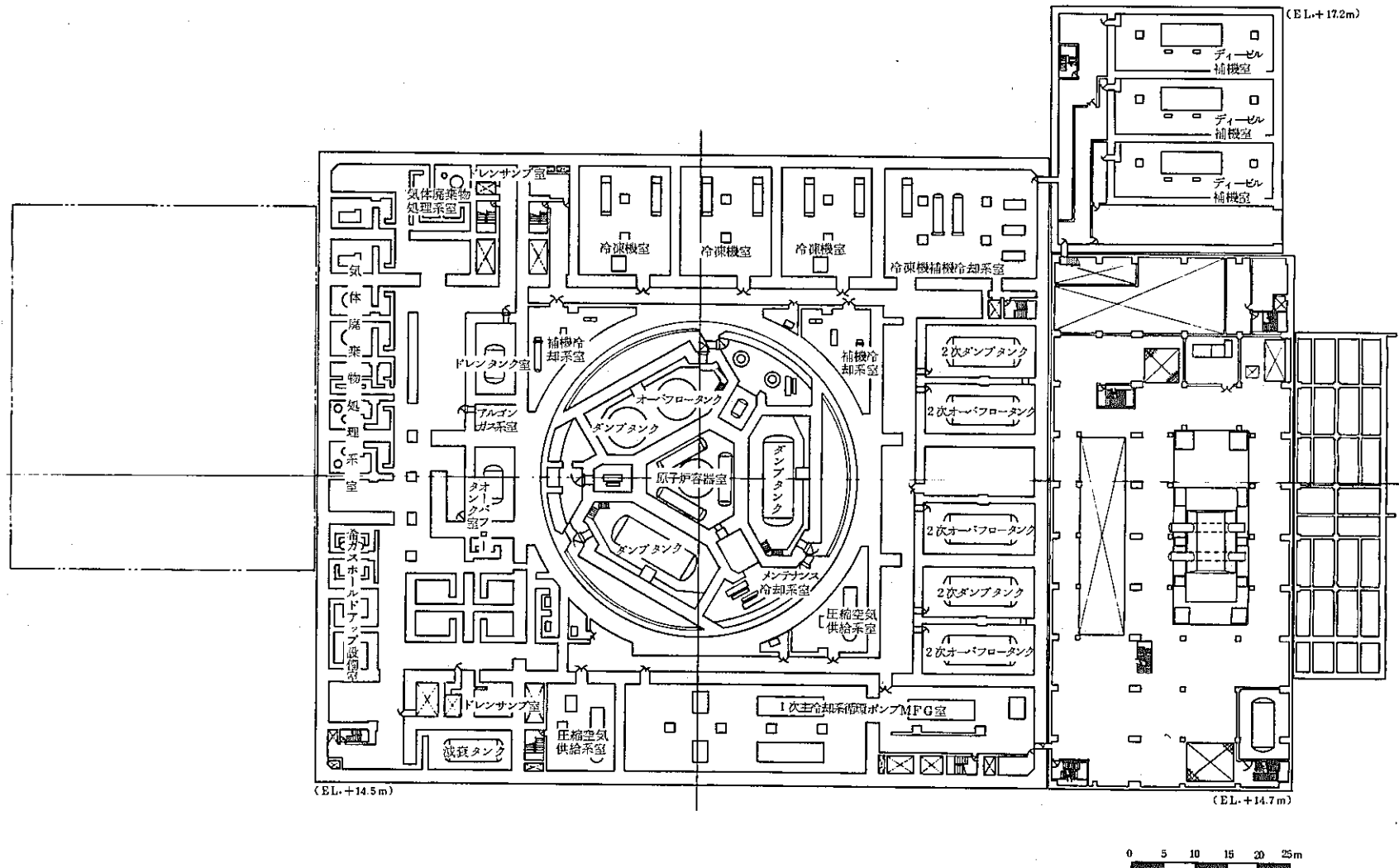
第8-14図 主要建物平面図(2階)



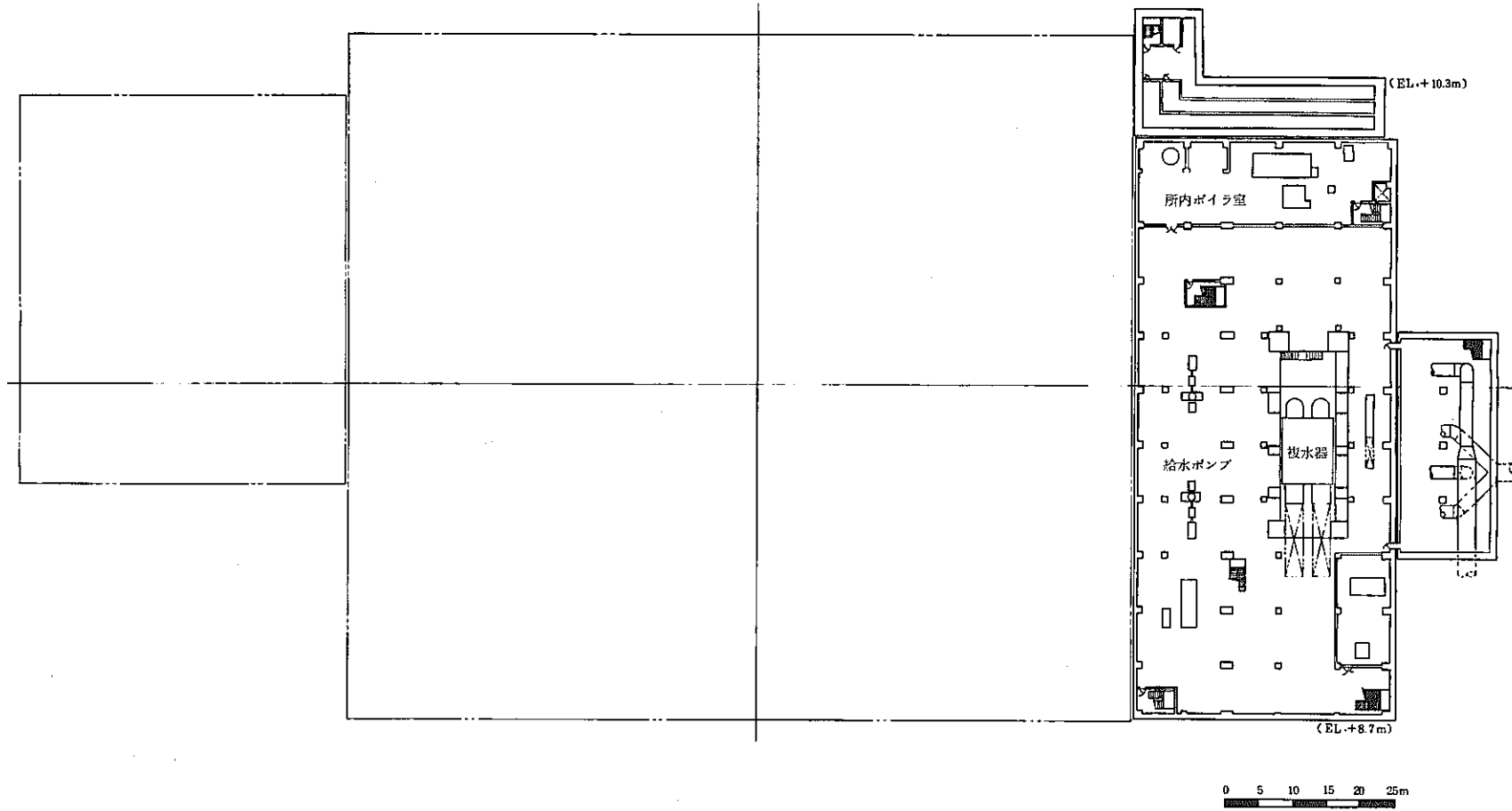
第 8 - 15 図 主要建物平面図 (1階)



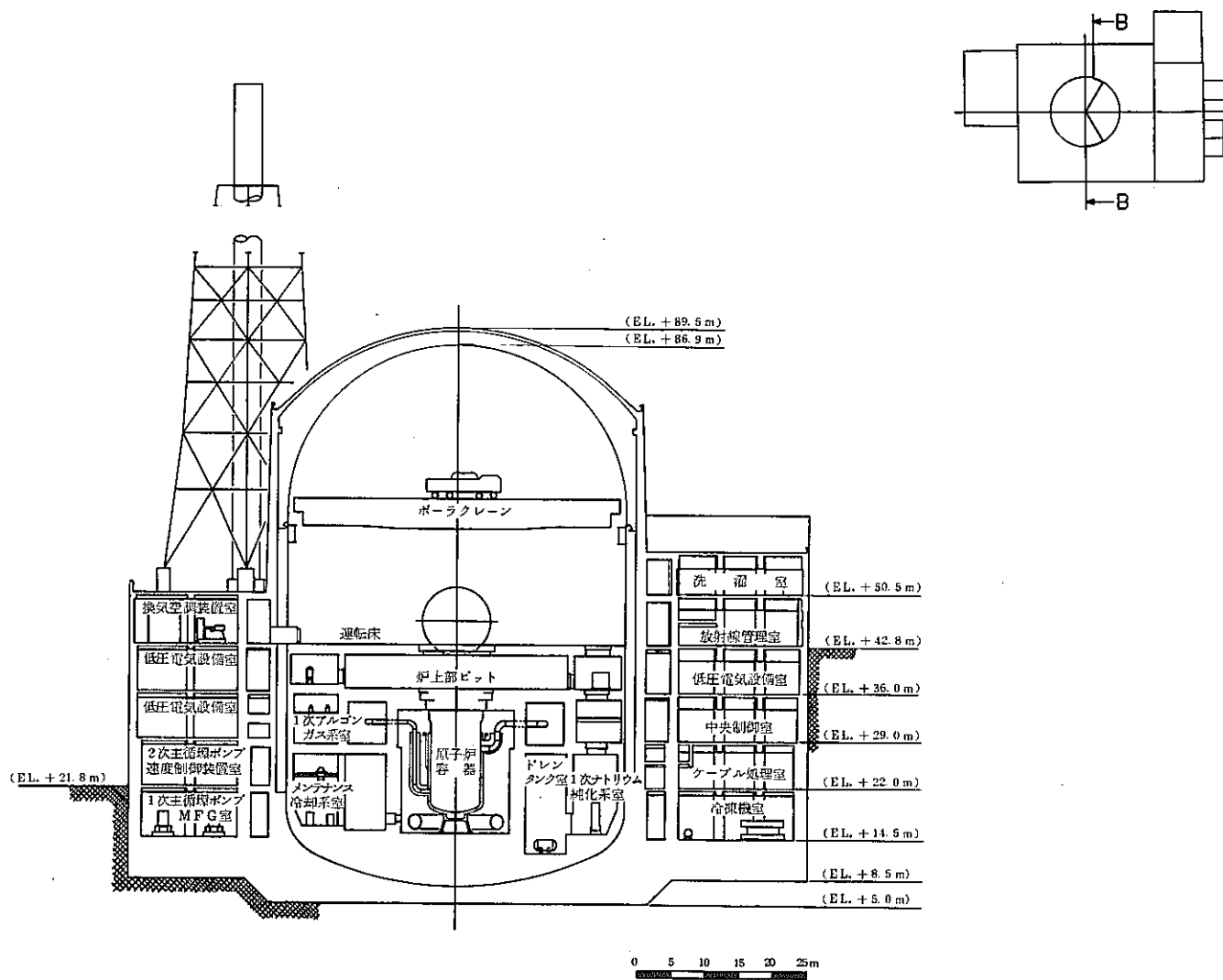
第 8 - 17 図 主要建物平面図 (地下 2 階)



第 8 - 19 図 主要建物平面図 (地下 4 階)



第 8 - 20 図 主要建物平面図 (地下5階)



第 8 - 22 図 主要建物断面図 (B - B 断面)

結 言

「もんじゅ」の設計においては、これまで述べてきたように研究開発の成果をも取り入れてバランスのとれたプラントとするよう設計の詳細化を図ってきた。即ち設備の変更を、それに伴って生ずる安全解析、評価も実施することにより検討を行ってきた。それらの結果として、本報告に示されているような設備設計の変更はプラントの安全性、信頼性が損なわれるものではないということを確認した。今後は、これを具体化できるよう設備の製作のための詳細設計を進めていく。

また、これから引続き得られてくる研究開発の成果、「常陽」等の運転実績及び海外の情報をも活用して、プラントの安全性、信頼性、運転のし易さ等が向上するよう経済性も考慮して、整合のとれたプラントにするべく設計検討を続けていくことにしている。

参 考 文 献

- (1) 高速増殖炉もんじゅ発電所 原子炉設置許可申請書 昭和55年12月
(昭和56年12月一部補正, 昭和58年3月一部補正)
- (2) 100℃を越える高温下におけるコンクリートの強度性状
- 圧縮強度特性と鉄筋の機械的性質 -
電中研, NO.383027, 昭和59年1月
- (3) 長期間高温を受けたコンクリートの力学特性に関する実験的検討
電中研, NO.379511, 昭和54年7月
- (4) 動力炉用コンクリートの安全基準に関する研究
建築研究所, 昭和51年度建築研究所年報
- (5) 動力炉用コンクリートの安全基準に関する研究
建築研究所, 昭和54年度建築研究所年報
- (6) 高温(175℃)を受けたコンクリートの強度性状
大林組技術研究所, 大林組技術研究所報 NO.28, 1984年2月