

JAERI-M
89-158

改良船用炉プラントの概念設計（II），
システム設計（1）
システム簡略化の検討

1989年10月

安保 則明・伊藤 泰義・横村 武宣*

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

改良船用炉プラントの概念設計(Ⅱ), システム設計(1)
システム簡略化の検討

日本原子力研究所原子力船研究開発室
安保 則明・伊藤 泰義・横村 武宣*

(1989年9月27日受理)

当所は船用炉研究開発の一環として、小型・高性能化を計った熱出力100MWの改良船用炉プラントの概念設計を実施中である。ここでは、これまでに実施した小型で、かつ、システムの簡略化に主眼を置いた炉プラントのシステム設計について報告する。

一体型炉はヘリカルコイル式蒸気発生器、加圧器、制御棒駆動装置を内蔵し、1次冷却材ポンプを原子炉容器上蓋に直付けとすることで小型化を図るとともに、1次系大口径配管削除による大中LOCAの可能性及び制御棒飛び出し事故の可能性を排除した。その結果として安全システムの簡素化を図ることができる。

上記一体型炉の採用により、コンパクトでかつ一部の遠隔弁を除き静的機器のみで構成される簡素化された安全系からなる船用炉プラントのシステムを構築できた。

Concept Design of Advanced Marine Reactor (II),
System Design (1)
Design Study for Simplification of System

Noriaki AMBO, Yasuyoshi ITOH and Takeyoshi YOKOMURA*

Office of Nuclear Ship Research and Development
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 27, 1989)

We started the design study of the concept design of the Advanced Marine Reactor from FY 1987, and we researched and studied as for the optimization of the core and the components of the reactor plant in FY 1987.

This report describes as for the system design result until today of the reactor plant that main research thema is minituarization and simplification of system.

This integrated type reactor is composed from the helical-coil steam generator, pressurizer and CRDM (control rod drive mechanism) that are installed innerside reactor vessel, and the primary coolant pumps attached on the lid of reactor vessel. As the results, it was possible that plant miniatuarization and removal of possibility for the large or middle-size pipe rupture (large or middle LOCA) and rod ejection accident, and simplization of safety system.

As the result of a application of the above integrated type reactor, we are able to construct of the marine reactor plant system that is composed from the simplified safety system composed from only the passive components except some remote cotrol valves.

Keywords : Marine Reactor, LOCA, CRDM, Steam Generator, Reactor Vessel,
Helical-coil, Reactor Plant

* Tokyo Computer Service Co. Ltd

目 次

1. 序言	1
2. システム簡略化炉プラントの概念	2
2.1 原子炉及び炉心	2
2.2 格納容器	4
3. 原子炉プラントの主要系統	7
3.1 一次系及び関連設備	7
3.2 安全防護系統	7
4. 予備的安全評価	11
4.1 一次冷却材喪失事故 (LOCA)	11
4.2 蒸気発生器への給水喪失事故	12
5. 今後の課題	19
6. 結言	19
謝辞	20
参考文献	20

C o n t e n t s

1. Introduction	1
2. Concept of System Simplification Reactor Plant	2
2.1 Reactor and Core	2
2.2 Containment Vessel	4
3. Main System of Reactor Plant	7
3.1 Primary System and Relative Facility	7
3.2 Safety Protection System	7
4. Preliminary Safety Evaluation	11
4.1 Loss of Coolant Accident (LOCA)	11
4.2 Loss of Feed Water for Steam Generator	12
5. Problems	19
6. Conclusion	19
Acknowledgement	20
Reference	20

1. 序 言

改良船用炉の小型・高性能化を計るために、別途検討した最適炉心⁽¹⁾を組み込んだ一体型原子炉プラントの概念を構築し、システム簡略化の検討を行った。すなわち、蒸気発生器、加圧器、制御棒駆動装置を内蔵し、一次冷却材ポンプを直付けした一体型原子炉圧力容器を圧力抑制式格納容器内に収納するものである。

また、安全防護系についてはLOCA発生を小破断LOCAに限定することによって一部の遠隔弁を除き静的機器のみで構成される安全系とし、システムの簡略化を図った。

システム簡略化炉プラント検討に当たっての設計条件は以下の通りである。

熱出力	:	100 MWt
稼働中平均負荷率	:	80 %
耐用年数	:	20 年
原子炉区画寸法	:	縦 9 m × 横 9 m × 高 9 m

2. システム簡略化炉プラントの概念

2.1 原子炉及び炉心

(1) 原子炉プラントの概念

本システム簡略化炉プラントは、一体型炉を採用し原子炉容器の中に蒸気発生器、加圧器等の一次系機器を組み込み、一次冷却材ポンプを原子炉容器に直付けとし、さらに制御棒駆動装置を同容器に内蔵したものである。この原子炉プラントは、直径 8.8 m の球形原子炉格納容器内に収まり、縦 9 m × 横 9 m × 高さ 9 m の原子炉区画内に収納できる見通しを得ている。

図 2.1 にシステム簡略化炉プラントの概念を示す。

(2) 炉心要目

本システム簡略化炉プラントに搭載する炉心は既に検討し選定された以下に示す最適炉心とする。

出力密度	: 90 KW/ℓ
炉心平均燃焼度	: 52,600 MWd/t
炉心寿命	: 4 年 (1 バッチ取替)
ケミカルシム	: 使用しない

また、最適炉心の燃料棒、燃料集合体、制御棒などの要目は以下の通りである。

炉心等価直径	: 118.9 cm
炉心有効長 (高さ)	: 100.0 cm
燃料棒全長	: 120.0 cm
燃料集合体数	: 37 体
燃料集合体幅	: 17.2 cm
燃料集合体全長	: 151.8 cm
制御棒体数	: 21 体

(3) 原子炉容器

原子炉容器は縦型円筒形で、蒸気発生器、加圧器、制御棒駆動装置 (CRDM) 等の一次系機器を内蔵する他、上部鏡板に一次冷却材ポンプを直付け搭載する構造としている。

炉心は炉心槽によって上部鏡板から吊り下げ支持され下部で振れ止めをしている。原子炉圧力容器の上蓋を外すと燃料はバスケット毎バッチ交換が可能な構造である。

上部鏡板には加圧器を接合するほか、一次冷却材ポンプ用管台 4 基、給水管管台 4 基、蒸気管管台 4 基等の管台を設けている。一次冷却材ポンプの保守は、管台の取付けボルトを取り外すことによって容易に行なえる。蒸気発生器は管台に設けた各管板から伝熱管を引き回した構造をしており、上部鏡板から吊り下げ支持し、胴部 (管束部) で振れ止め支持している。この

ため、蒸気発生器の保守時には上部鏡板ごと引き抜ける構造である。

原子炉圧力容器の支持は圧力抑制プール壁を兼ねた支持構造物によって行い、格納容器を介して船殻構造に荷重を伝達している。

(4) 蒸気発生器

蒸気発生器は原子炉容器に内蔵されるため、コンパクトにまとめる必要がある。直管型及びU字管型は原子炉容器の細径化は可能であるが、軸長が増大するので、管束部の扁平化が図れ、原子炉容器をコンパクトにできる見通しのあるヘリカルコイル型を採用した。ヘリカルコイル型伝熱管内が2次系、管外が1次系である。

給水ヘッドから供給された給水は、ダウンカムを下降した後、ヘリカルコイル下部からコイル内を上昇する間に管外を流れる1次冷却材によって加熱され、過熱蒸気となって主蒸気ヘッドに供給される。

蒸気発生器の主要目を以下に示す。

型 式	： ヘリカルコイル式（2分割）	
伝熱量	： 100 MWt	
コイル本数	： 約 420 本	
コイル長	： 約 40 m	
伝熱面積	： 約 1000 m ²	
	管外（1次系）	管内（2次系）
流 量	： 約 4000 t/h	約 180 t/h
入口温度	： 約 295 °C	約 200 °C
出口温度	： 約 278 °C	約 260 °C
運転圧力	： 約 110 kg/cm ²	約 40 kg/cm ²

(5) 加圧器

本一体型炉では制御棒駆動装置を炉心上部に内蔵するため、加圧器は制御棒駆動装置の外周位置に設置している。加圧器は全体積の1/2を液相、1/2を気相とし、液相内にヒータ、気相部にスプレインズルを設けて圧力制御を行う。加圧器スプレイは1次冷却材ポンプの吐出側から導く。

また、過度の圧力上昇を抑制するために逃し弁、安全弁を設ける。

(6) 1次冷却材ポンプ

本一体型炉の1次冷却材ポンプは長期間無開放、無保守運転が可能なキャンドモータ型とし、原子炉容器上部鏡板に豎置きに配置している。

ポンプは下部吸い込み管を通して1次冷却水を吸い込み、回転軸下端に取り付けたインペラによって揚水し、吐出部を通して原子炉容器内の蒸気発生器胴部に吐出する。1次冷却水及び2次系給水・蒸気の流れを図2.2に図示する。

1次冷却材ポンプの主要目を以下に示す。

型 式	:	キャンドモータ式堅置渦巻型
基 数	:	4 基
最高使用圧力	:	130 kg/cm ²
最高使用温度	:	320 ℃
設計流量	:	1000 t/h/基
設計揚程	:	45 m

(7) 制御棒駆動装置 (CRDM)

制御棒飛び出し事故の可能性を排除するため、高温高圧水雰囲気中で作動する小型のCRDMを原子炉容器内に内装している。

このCRDMは中空モータ、分離型ボールナットを用いたラッチ機構等により小型化を達成している。

また、船体転覆を想定した場合にも制御棒が拔出さないように、制御棒拔出防止機構を設けている。

2.2 格納容器

格納容器は鋼鉄製の球形格納容器であり、容器内下部に圧力抑制プールを設置している。圧力抑制プールは通常運転時の加圧器逃し弁からの放出蒸気を受入れ、異常な過渡変化時及び事故時に格納容器内へ放出した蒸気の凝縮を行うとともに、圧力抑制プールは通常運転時に遮蔽効果を持つ水遮蔽タンクを兼ねている。

通常運転時の格納容器温度は、換気空調系の再循環ユニットによって抑制する。

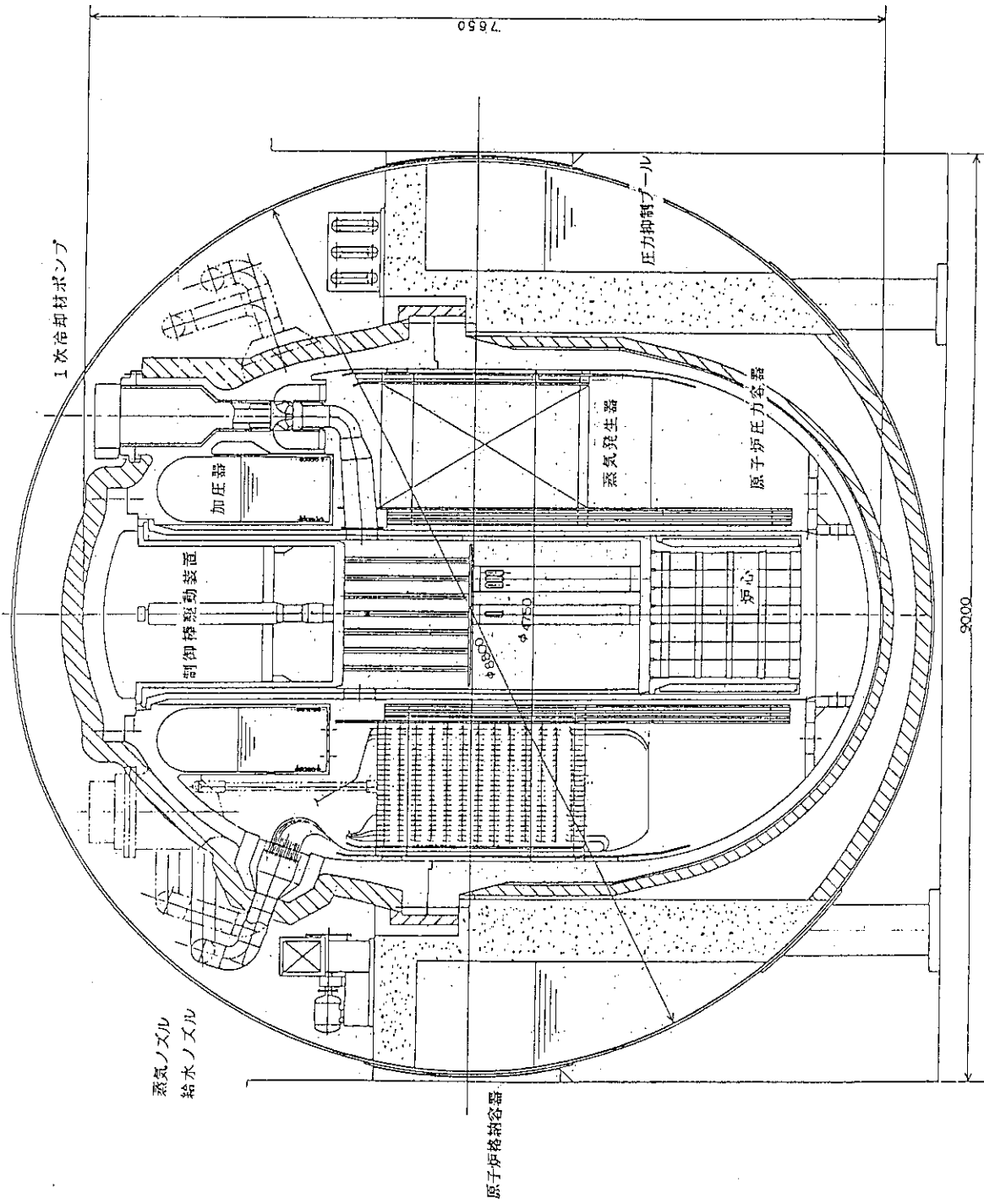


図 2.1 システム簡略化炉プラント概念

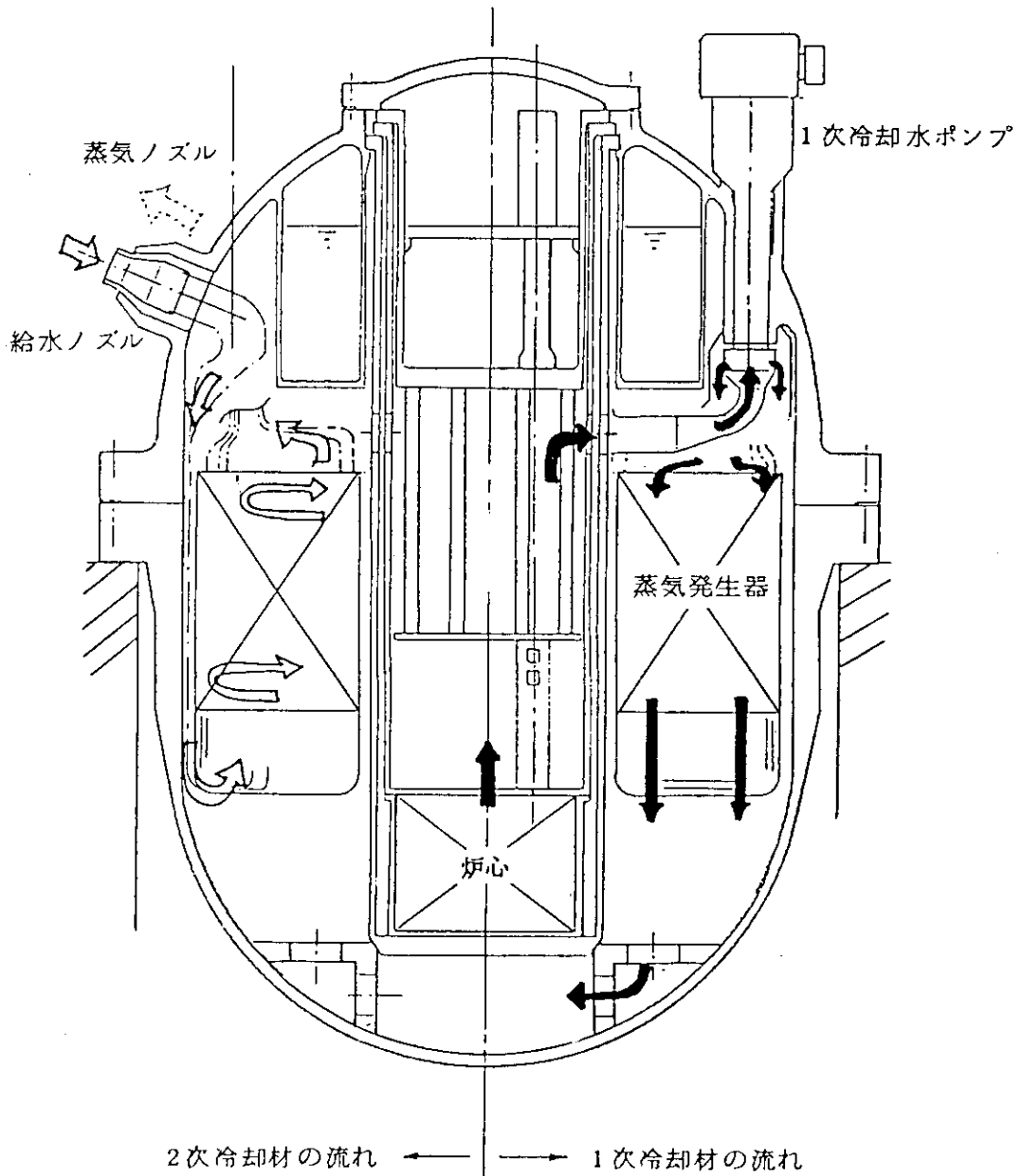


図 2.2 冷却材の流れ

3. 原子炉プラントの主要系統

3.1 1次系及び関連設備

本原子炉が採用した一体型炉は、炉心、蒸気発生器、加圧器、1次冷却材ポンプを全て原子炉容器に内蔵または直付けすることによって、1次冷却ループ、加圧器サージ管等の中口径配管を削除し、大中破断LOCAの可能性を排除することによってシステムの簡略化と安全性の向上を狙っている。

炉心を出た高温水はCRDMに沿って上昇し、1次冷却材ポンプに吸入・吐出された後ヘリカルコイル伝熱管外側を下降し、冷却されて原子炉容器ダウンカムから再び炉心へと循環する。

給水リングから供給された給水は、原子炉容器上蓋に取付けられた給水管台から原子炉容器内に入り、伝熱管ダウンカムを経てヘリカルコイル管束部を上昇し、過熱蒸気となって原子炉容器上蓋の蒸気管台から主蒸気ヘッドに供給する。

原子炉容器には、加圧器の水位制御と1次冷却材の浄化のために、化学体積制御系統の充填／抽出配管を接続する。

抽出配管から抽出した1次冷却材は再生熱交換器、非再生熱交換器で冷却された後、浄化系を経て体積制御タンクに入り、充填ポンプにより再生熱交換器で加熱して原子炉容器に注入する。

3.2 安全防護系統

本一体型炉の安全防護系統は、下記の基本的考えによって構築されている。

(1) 大中破断LOCAの排除

大中破断LOCAの排除は、原子炉容器に1次冷却系を内蔵することによって達成され、その結果、安全注入配管等の省略が可能となる。

① 主冷却ループ、加圧器サージ管削除

一体型原子炉構造を採用する。

② 加圧器安全弁入口配管削除

加圧器が原子炉容器に内蔵されており、安全弁を原子炉容器に直付けする。

③ 余熱除去配管削除

2次系（蒸気発生器、蒸気凝縮器）を用いて、余熱除去及びプラント低温停止を行う。

④ 蓄圧注入、低圧注入配管（ECCS配管）削除

大中破断LOCA排除の結果として、1次系への大容量注入が不要となり、削除できる。

(2) 燃料健全性維持

燃料の健全性は炉心を露出させない、すなわち、炉心が冠水状態を保つことによって、維持

可能となる。そのため、以下の設計とする。

① 流出流量の制限

大中破断 L O C A を排除し、破断想定配管を密閉するとともに破断流出流を封じ込める。

② 1 次系保有水量の増加

一体型原子炉構造を採用するとともに、ヘリカルコイル伝熱管外を 1 次系とする。

③ 原子炉容器内高水位化

接続配管を原子炉容器上部に設置する。

(3) 除熱能力の向上

崩壊熱及び顕熱を以下に示すようなパッシブな概念を取り入れた自然循環及び 2 次系での除熱等により安全に除去することで達成する。

① 1 次系自然循環の確保

蒸気発生器と炉心の位置差を大きくすることによって自然循環ヘッドを確保するとともに、循環流を考慮した炉内構造とする。

② L O C A 時蒸気発生器冠水の維持

破断想定配管を密閉し、破断流出流を封じ込め、流出流量を制限する。

③ 2 次系除熱能力の確保

蒸気発生器を 2 分割、2 系統とし、1 系統が損傷した場合にも他の 1 系統を使用可能とする。

④ 2 次系除熱のパッシブ化

パッシブな概念を取り入れるため蒸気凝縮器を設置し、弁を開くことにより自然循環による冷却を行う。

(4) 格納容器健全性の維持

格納容器内圧を抑え格納容器の健全性を維持するため、以下とする。

① 圧力抑制のパッシブ化

圧力抑制プールを格納容器内下部に設置し、格納容器内に放出された蒸気を圧力抑制プールに導いて凝縮することにより圧力低減化を図る。

② 1 次系破断時の放出エネルギー低減

大中破断 L O C A を排除し、小破断 L O C A の破断想定配管を密閉するとともに破断流出流を封じ込めることにより、格納容器内への放出エネルギーを低減する。

③ 2 次系破断時の放出エネルギー低減

ヘリカルコイルを採用して伝熱管内を 2 次系とし、また、蒸気凝縮器を設置して蒸気発生器への補助給水を廃止し、流出量を制限する。

(5) 事故後の長期冷却

事故後約 1 日以降において、最終的にプラントを常温常圧に移行する場合には、ポンプ等の動的機器の使用及び運転員の介在を期待する。すなわち、事故後約 1 日以降の 1 次系の冷却・

減圧は蒸気発生器 2 次側による余熱除去運転で行い、圧力抑制プールの冷却は補機冷却系の運転で行う。

本システム簡略化炉プラントの安全防護系統の概念を図 3.1 に示す。

1 次冷却材ポンプは、原子炉容器上部に 4 台分散配置し 1 次冷却材流量喪失の可能性を低減している。全 1 次系流量喪失でも 1 次系は自然循環し、炉心発生熱は蒸気発生器 2 次側で除去できる。

充填／抽出等の小口径配管破断（小破断 L O C A）に対して、破断想定配管を圧力密閉構造で包囲し、1 次系の圧力と均衡することによって破断口からの継続的な流出を抑止すること及び一体型炉の採用に伴う 1 次系保有水量の増加とによって、炉心及び蒸気発生器の冠水を維持している。この時の炉心崩壊熱は蒸気発生器 2 次側の蒸気凝縮器で除去する。また、事故信号によって主蒸気系、主給水系を隔離するとともに、蒸気凝縮器の出口に並列に設置された弁が開となって蒸気発生器で発生した蒸気は凝縮器に入り、凝縮器 2 次側のプール水で凝縮復水化して再び蒸気発生器に供給される。2 次側プール水は沸騰して最終的に大気に放出する。

蒸気発生器 2 次側は 2 系列に分割しており、主蒸気管、主給水管破断時には健全側の蒸気凝縮器により除熱する。これらの破断が格納容器内で発生した場合には、放出蒸気を圧力抑制プールで凝縮し、圧力上昇を抑制する。

また、ヘリカルコイル伝熱管の内側を 2 次系とすることで 2 次系の保有エネルギーを低減するとともに、従来の補助給水系のかわりに蒸気凝縮器を採用することで破断側蒸気発生器への給水を早期に停止でき、破断時の格納容器内への放出蒸気量を低減している。

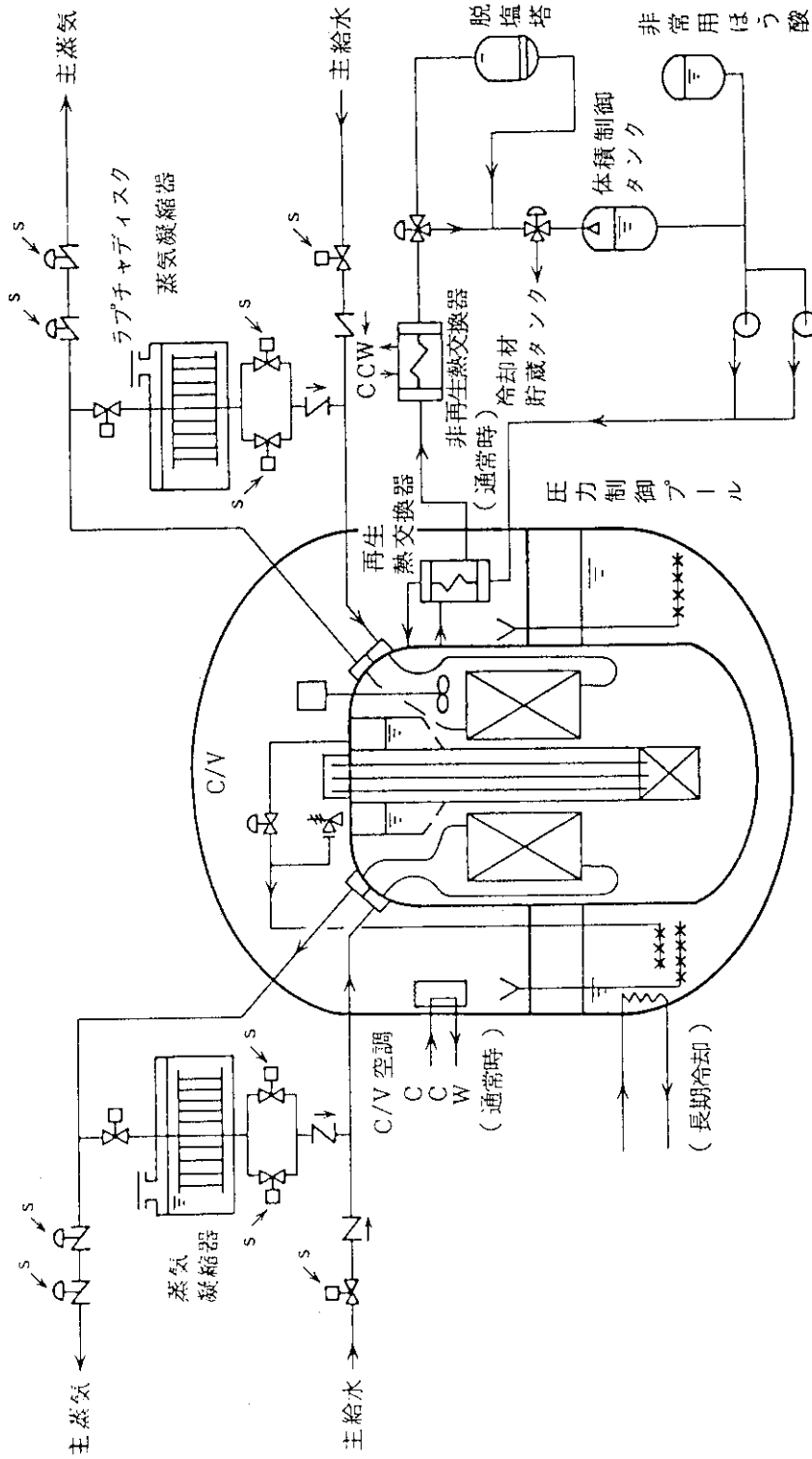


図 3.1 安全防護系統概念

4. 予備的安全評価

システム簡略化炉プラントでは、原子炉容器への接続配管を極力細くし（最大配管は化学体積制御設備の充填／抽出配管で、口径1インチ）、また、配管取付け部を高い位置に設けることにより、配管破断時に1次水が早期に流出しないようにしている。さらに、炉心と蒸気発生器間の位置差を大きく取ることにより、十分な自然循環が可能となるよう、配置上の考慮をしている。

ここでは、原子炉容器配管に流量制限器を設けて流出流量を制限する設計を採用した場合について、その配管の破断を想定した「1次冷却材喪失事故（LOCA）」解析を実施することにより、炉心除熱機能喪失に対する時間的裕度を確認する概念検討を行った。

また、通常の蒸気発生器2次側の除熱源を喪失した場合に、自然循環によって1次系の熱除去が可能であることを確認するため、2次側除熱源喪失の代表事象である「蒸気発生器への主給水喪失」について、1次系の圧力・温度挙動に着目した検討を行った。

4.1 1次冷却材喪失事故（LOCA）

(1) 解析モデル及び解析条件

解析に使用する解析モデルを図4.1に示す。解析条件は以下の通りである。

- 1) 初期状態として、原子炉は定格出力、定格温度、定格圧力にある。
- 2) 破断箇所は原子炉容器の接続部のうち、最大口径である充填／抽出配管とする。この配管は口径1インチ（内径21.2 mm）であるが、原子炉容器ノズル部に流量制限器を設け、配管破断時の流出流量を1/10に制限する。
- 3) 原子炉は「原子炉圧力低」信号（88.3 ata）でスクラムする。
- 4) 原子炉スクラムと同時に1次冷却材ポンプはトリップする。
- 5) 蒸気発生器の除熱は非常用凝縮器による設計としているが、本解析では補助給水と主蒸気安全弁によって行うものとして解析する。
- 6) 蓄圧器は不作動とする。

(2) 解析結果

過渡応答例を図4.2～図4.5に示す。

図4.4に示した上部プレナム水位の減少割合から概略オーダーを推定すると、炉心露出に至るまでに約10時間の時間的余裕がある。

蓄圧器の作動を仮定した場合は、この時間はさらに増加する。

図4.5に示すように、約1時間後に蒸気発生器1次側が露出すると、やがて自然循環が停止して炉心流量は停滞する（図4.3参照）。しかし、蒸気発生器での除熱と破断口からの蒸気の流出により、炉心の除熱は可能である（図4.2参照）。

なお、配管破断時の流出流量を1/10に制限しない（流量制限器を設置しない）場合には破断面積は、10倍となり、臨界流量は破断面積に比例するので、炉心露出時間は約1/10の約1時間程度になると推定される。

4.2 蒸気発生器への給水喪失事故

蒸気発生器への主給水が喪失した場合、蒸気発生器での熱除去能力が急激に失われ、原子炉スクラムおよび2次系での除熱が全く無い場合には、1次系が加熱されて加圧器から1次冷却材が放出される恐れがある。この過渡変化が生じた場合でも、原子炉スクラム及び蒸気凝縮器の働きによって炉心の崩壊熱を除去することができ、過渡変化が安全に終息することを確認する。

(1) 解析モデル及び解析条件

LOCA解析と同様、図4.1の解析モデルを使用する。

解析条件は以下の通りである。

- 1) 初期状態として、原子炉は定格出力、定格温度、定格温度、定格圧力にある。
- 2) 時刻0秒で主給水が完全に喪失する。
- 3) 原子炉のスクラムは「給水流量低」信号による。
- 4) 原子炉スクラムと同時に1次冷却材ポンプはトリップし、その後は自然循環によって崩壊熱を除去する。
- 5) 主給水喪失後の蒸気発生器の除熱は非常用凝縮器による設計としているが、本解析では補助給水と主蒸気安全弁で行うものとして解析する。

(2) 解析結果

主要な解析結果の例を図4.6～4.10に示す。

図4.7に示すように十分な自然循環流量が確保でき、炉心崩壊熱を除去することが可能である（図4.6参照）。

この時、炉心圧力、1次冷却材温度及び加圧器水位も過大にはならず、整定に向かうことが確認された（図4.6～図4.10参照）。

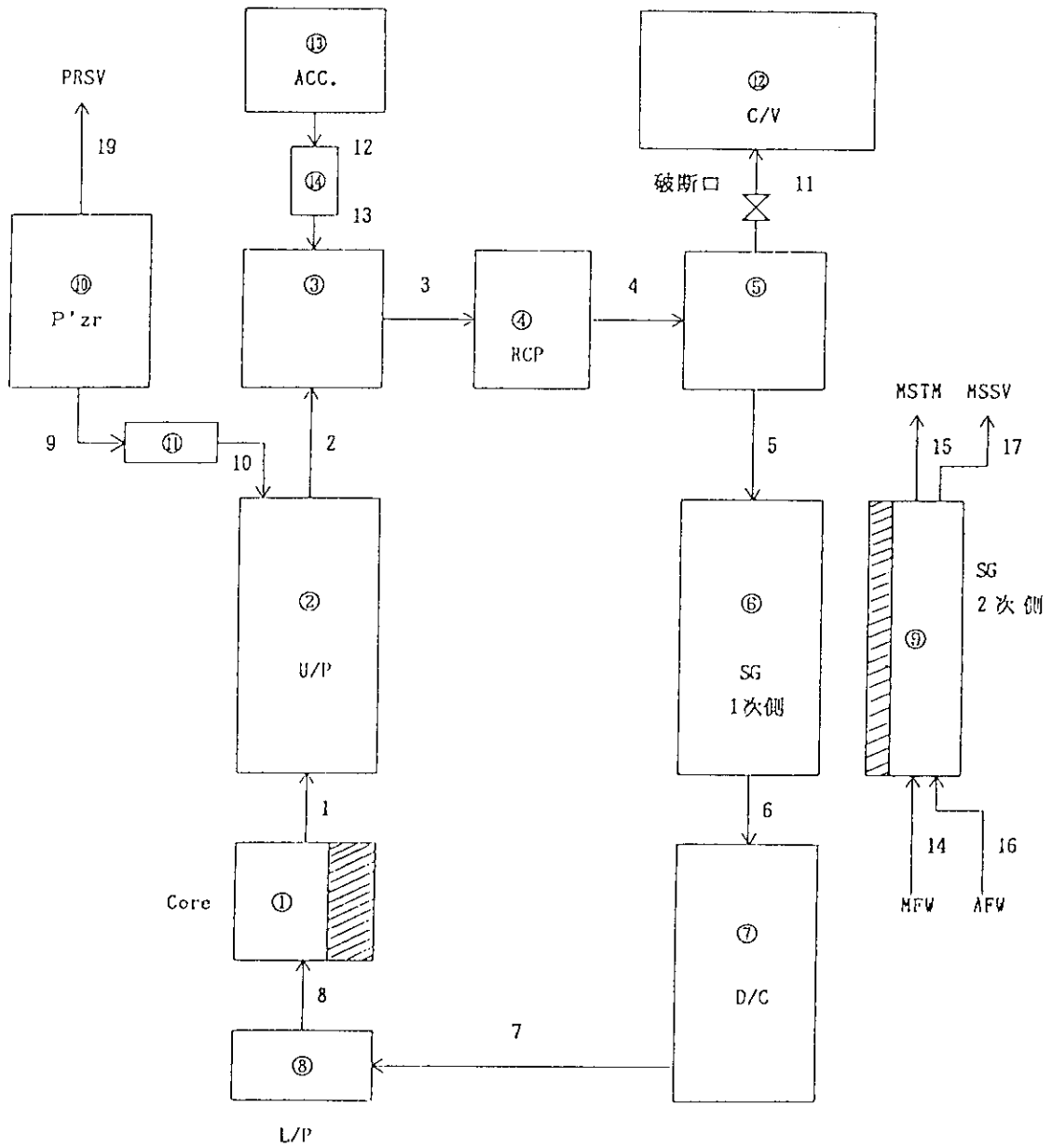


図 4.1 解析モデル

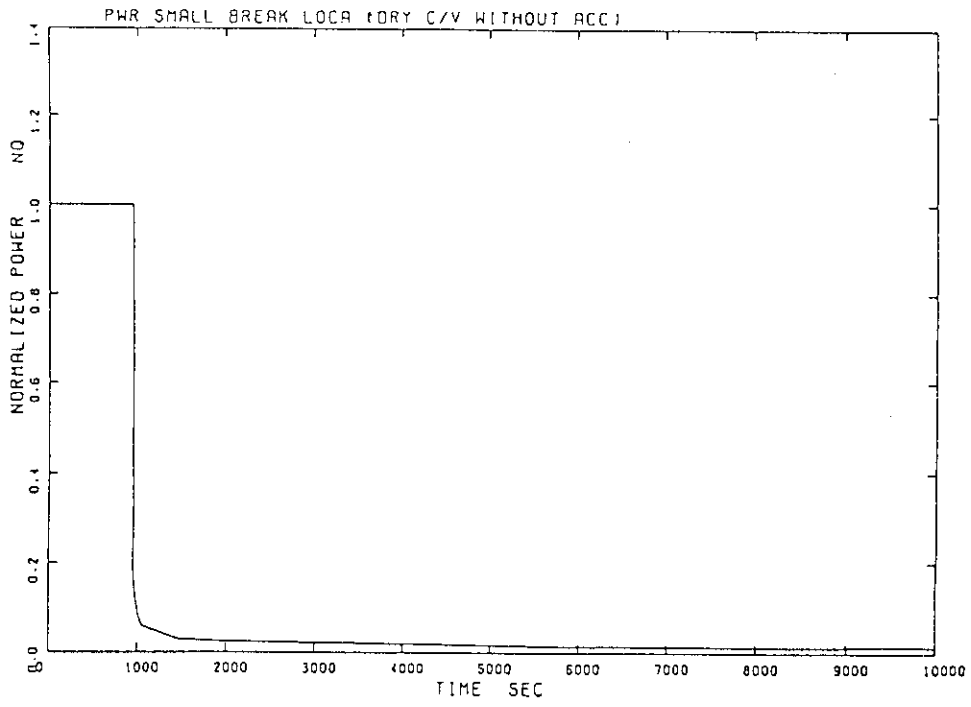


图 4.2 炉心出力 (L \bar{O} CA)

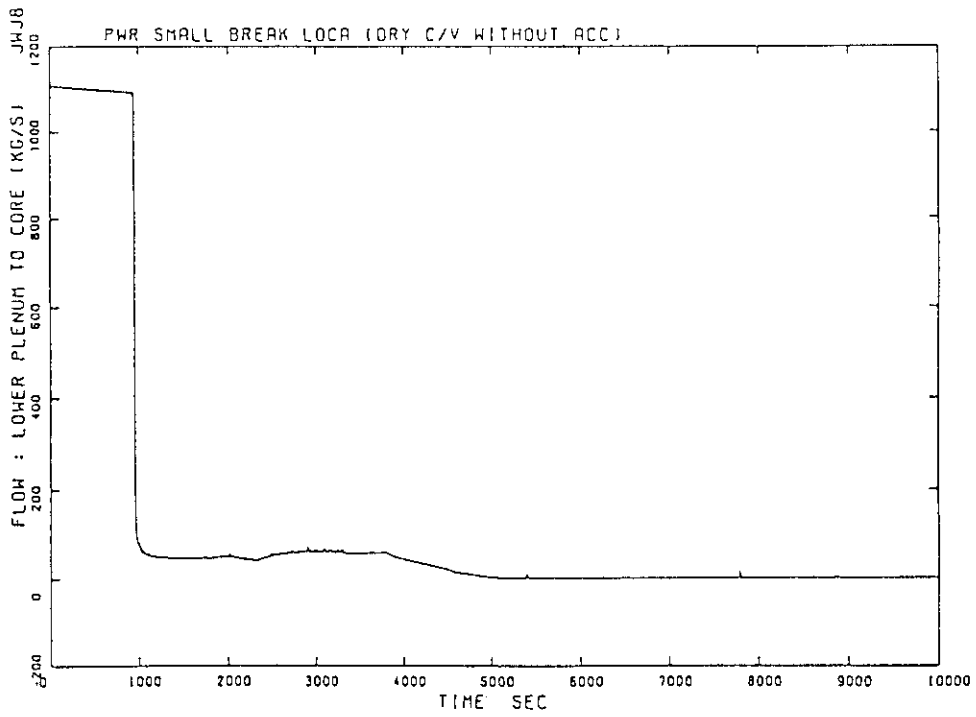


图 4.3 炉心入口流量 (L \bar{O} CA)

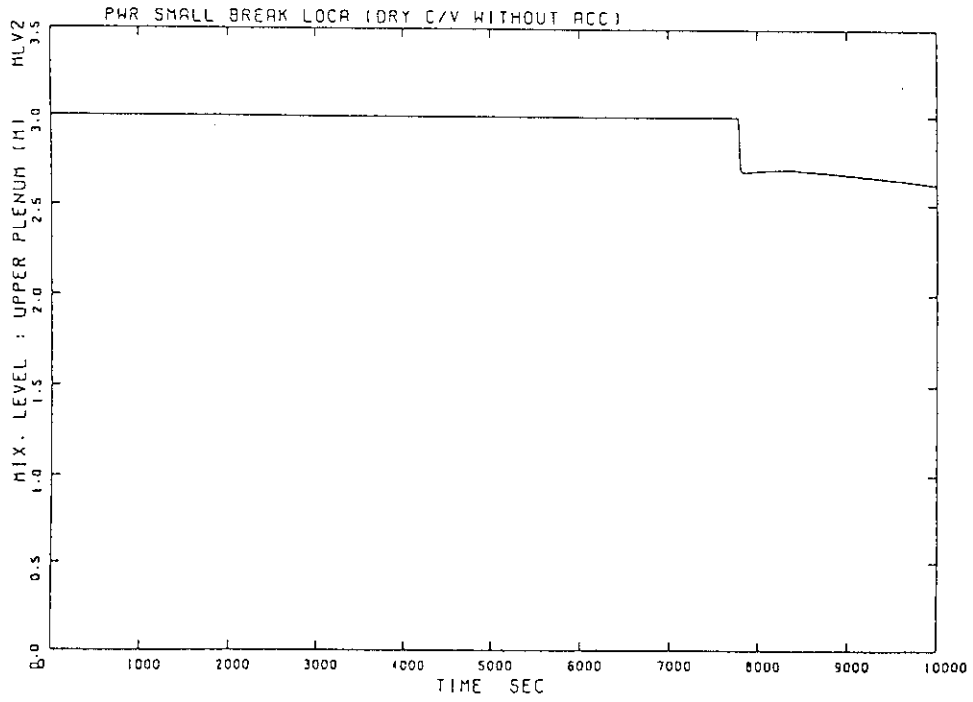


図 4.4 上部プレナム水位 (L \bar{O} CA)

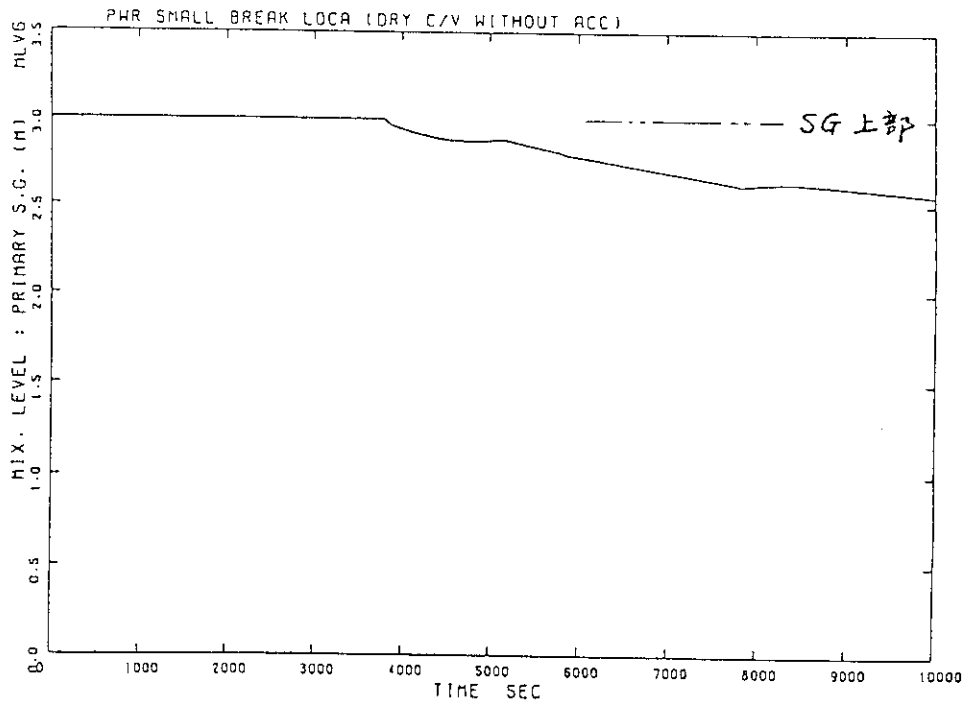


図 4.5 蒸気発生器 1 次側水位 (L \bar{O} CA)

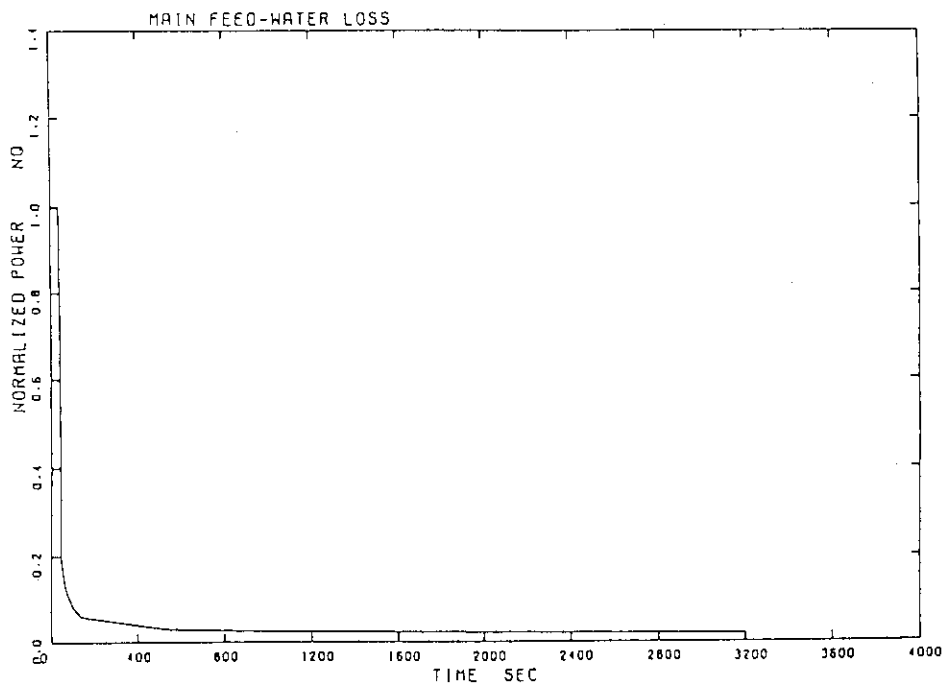


图 4.6 炉心出力 (给水喪失)

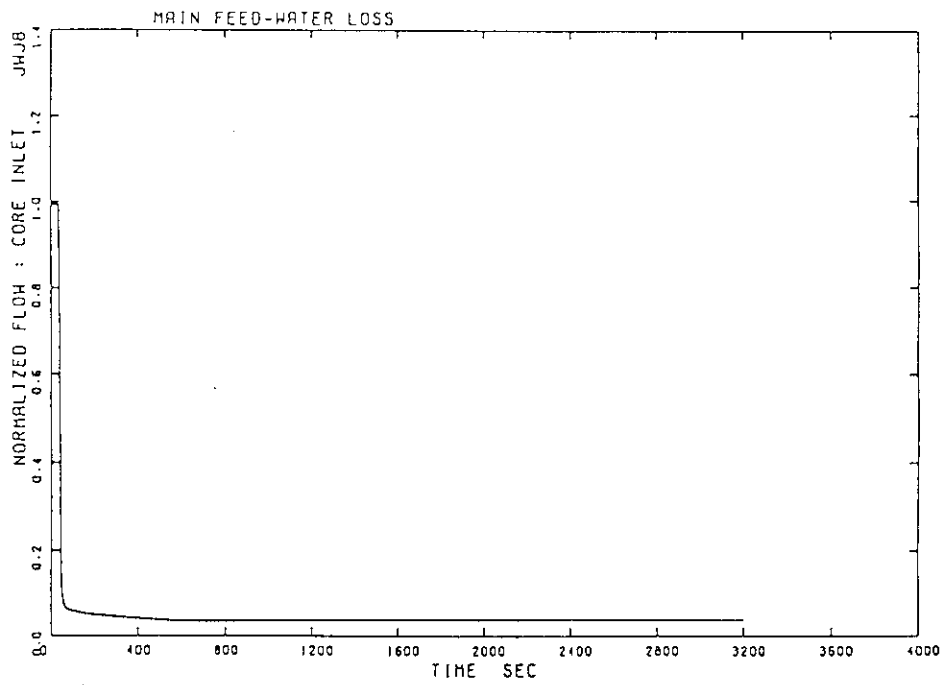


图 4.7 炉心入口流量 (给水喪失)

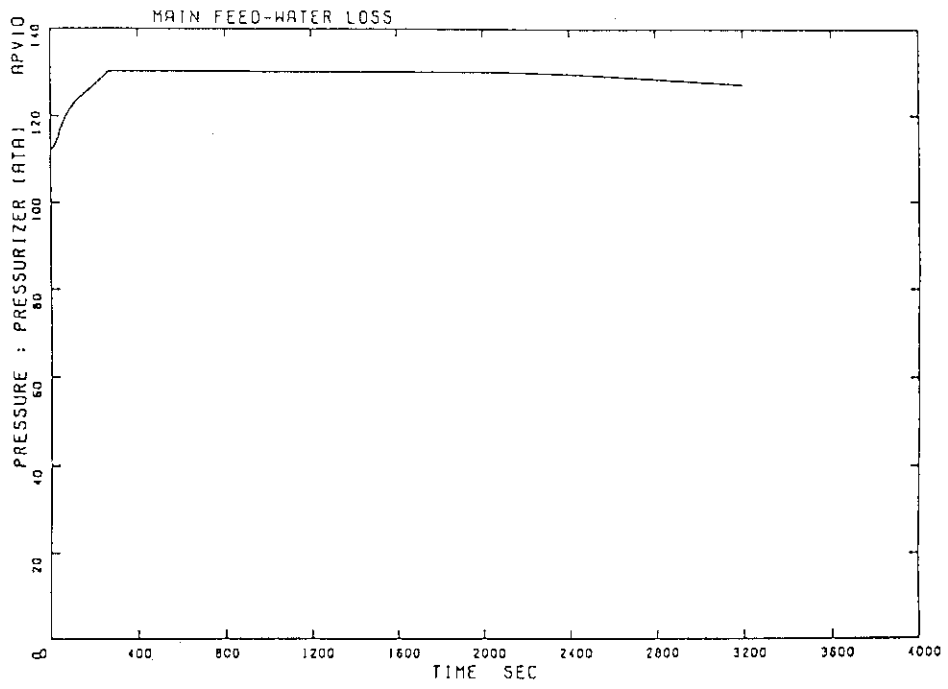


図 4.8 加圧器圧力 (給水喪失)

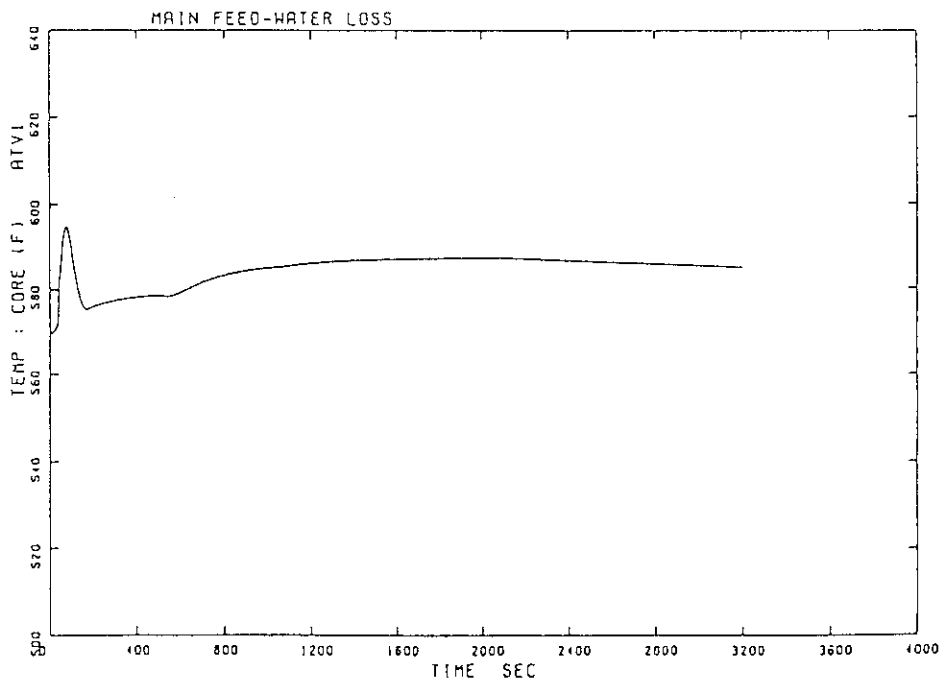


図 4.9 炉心温度 (給水喪失)

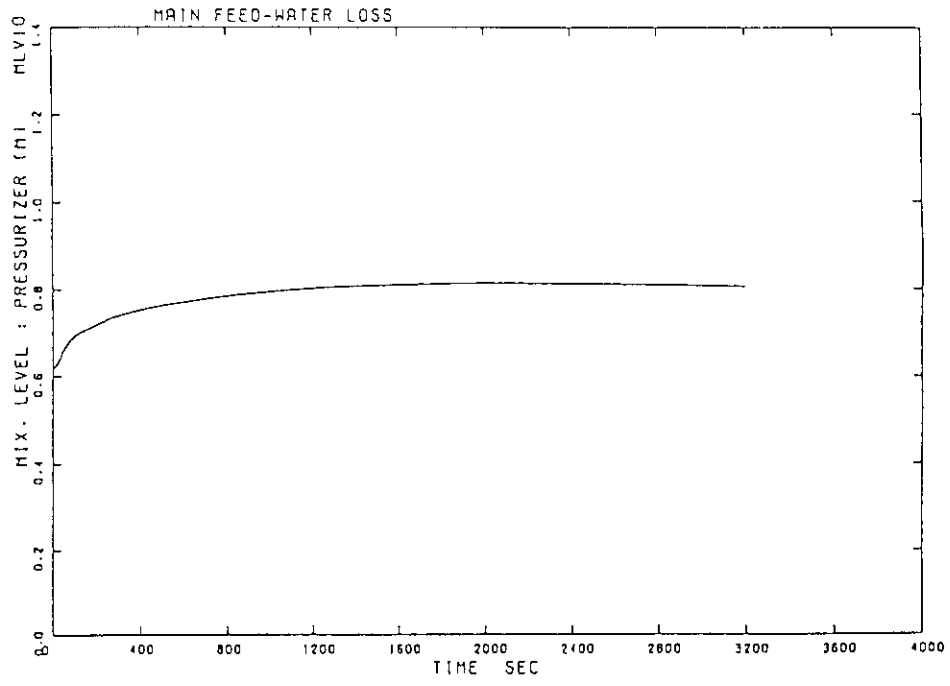


図 4.10 加圧器水位 (給水喪失)

5. 今後の課題

システム簡略化炉プラントの開発にあたって、以下の検討課題がある。

(1) 原子炉の小型化

船用炉の原子炉格納施設は、船体構造上の制限、軽量化等から、より小区画化が要求される。これを達成するために、下記によって原子炉容器本体の小型化を計る必要がある。

1) 蒸気発生器の小型化（特に高さの低減）

2) 1次冷却材ポンプの小型化

(2) 原子炉プラントの性能確認

本システム簡略化炉プラントの成立性を実証するためには、下記の解析、実験等が必要である。

1) ヘリカルコイル蒸気発生器の伝熱特性実験解析

2) 蒸気凝縮器の熱流動特性実験

3) 配管の圧力密閉構造（LOCA時破断流出流量の制限）の検討

4) 原子炉容器内装型（高温高圧下）CRDMの開発

6. 結 言

システム簡略化に主眼をおいた炉プラントとして、以下に示すような特徴を有する概念を構築した。

(1) 一体型炉を採用し、CRDMも内装することにより、大中LOCA及び制御棒飛び出し事故の原因を排除する。また、その結果として、ECCS系統の削除等安全システムの簡略化を図った。

(2) 原子炉容器の接続配管は充填系等の小口径配管に限定されるが、さらに小破断LOCA時の破断流出流の抑制策を講じることにより、長時間にわたり炉心の露出を防止する。

(3) 蒸気発生器を2分割とし、パッシブな安全概念である非常用の蒸気凝縮器との組合せにより崩壊熱を除去する。

(4) 格納容器は圧力抑制式とし、放出蒸気を凝縮復水化することにより、低圧設計とすることが可能である。また、圧力抑制プールは通常時の水遮蔽タンクの機能も有する。

LOCA時には、ECCSの注入がない場合、約1時間で炉心の露出に至るが、破断想定配管に圧力密閉構造や流出流量制限器を設け、LOCA時の流出量を抑えることにより、炉心冠水時間の大幅な延長が期待できる。（本破断流出流の抑制策については今後の課題であり、十分な検討を要する。）

炉心冠水状態が長時間にわたり維持されれば、事故時の乗組員の被曝対策としての二次遮蔽の大幅な削減または新たな事故時遮蔽方式の採用にも結びつく可能性がある。

5. 今後の課題

システム簡略化炉プラントの開発にあたって、以下の検討課題がある。

(1) 原子炉の小型化

船用炉の原子炉格納施設は、船体構造上の制限、軽量化等から、より小区画化が要求される。これを達成するために、下記によって原子炉容器本体の小型化を計る必要がある。

1) 蒸気発生器の小型化（特に高さの低減）

2) 1次冷却材ポンプの小型化

(2) 原子炉プラントの性能確認

本システム簡略化炉プラントの成立性を実証するためには、下記の解析、実験等が必要である。

1) ヘリカルコイル蒸気発生器の伝熱特性実験解析

2) 蒸気凝縮器の熱流動特性実験

3) 配管の圧力密閉構造（LOCA時破断流出流量の制限）の検討

4) 原子炉容器内装型（高温高圧下）CRDMの開発

6. 結 言

システム簡略化に主眼をおいた炉プラントとして、以下に示すような特徴を有する概念を構築した。

(1) 一体型炉を採用し、CRDMも内装することにより、大中LOCA及び制御棒飛び出し事故の原因を排除する。また、その結果として、ECCS系統の削除等安全システムの簡略化を図った。

(2) 原子炉容器の接続配管は充填系等の小口径配管に限定されるが、さらに小破断LOCA時の破断流出流の抑制策を講じることにより、長時間にわたり炉心の露出を防止する。

(3) 蒸気発生器を2分割とし、パッシブな安全概念である非常用の蒸気凝縮器との組合せにより崩壊熱を除去する。

(4) 格納容器は圧力抑制式とし、放出蒸気を凝縮復水化することにより、低圧設計とすることが可能である。また、圧力抑制プールは通常時の水遮蔽タンクの機能も有する。

LOCA時には、ECCSの注入がない場合、約1時間で炉心の露出に至るが、破断想定配管に圧力密閉構造や流出流量制限器を設け、LOCA時の流出量を抑えることにより、炉心冠水時間の大幅な延長が期待できる。（本破断流出流の抑制策については今後の課題であり、十分な検討を要する。）

炉心冠水状態が長時間にわたり維持されれば、事故時の乗組員の被曝対策としての二次遮蔽の大幅な削減または新たな事故時遮蔽方式の採用にも結びつく可能性がある。

謝 辞

本研究は、三菱重工業㈱および三菱原子力工業㈱の協力を得て行ったものであり、御協力に感謝致します。

参 考 文 献

- (1) JAERI-M 89-019 安保, 横村「改良船用炉プラントの概念設計(I), 炉心設計最適炉心の検討」1989年2月

謝 辞

本研究は、三菱重工業㈱および三菱原子力工業㈱の協力を得て行ったものであり、御協力に感謝致します。

参 考 文 献

- (1) JAERI-M 89-019 安保, 横村「改良船用炉プラントの概念設計(I), 炉心設計最適炉心の検討」1989年2月