

JAERI-M
91-113

原子力船「むつ」における
スクラム後運転パラメータの挙動について

1991年7月

野尻 良彦

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、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城
県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

原子力船「むつ」における
スクラム後運転パラメータの挙動について

日本原子力研究所原子力船「むつ」

野尻 良彦

(1991年7月1日受理)

スクラム後の運転パラメータの挙動を知ることは、設備保全上の問題に加えて安全運航上の観点から、原子力船の運転員にとって重要である。

本報告は、原子炉スクラム後の1次冷却水温度、蒸気流量、母線電力等主要な運転パラメータの0.1秒、1秒または1分間毎の過渡変化について、機器の作動と運転操作に関連させて述べたものである。また、スクラム前の原子炉出力の大小が、これら過渡変化に及ぼす影響についても検討を行った。

その結果、100%原子炉出力からスクラムした場合の1次冷却水の降温率は1000(°C/h)にも及ぶこと、降温率の過渡変化は2回の極大値を経て収束すること、温度低下の最大値は主に手動操作に影響されること等の興味ある事実が判明した。

Study of Behavior of Running Parameters after Scram
on Nuclear Ship MUTSU

Yoshihiko NOJIRI

Nuclear Ship MUTSU
Japan Atomic Energy Research Institute
Mutsu-shi, Aomori-ken

(Received July 1, 1991)

It is very important for an operator on Nuclear Ship to control the plant after scram properly, in order to prevent the nuclear plant condition from exceeding the permitted limits and to regain her propulsion rapidly.

And the proper control needs an exact knowledge about the transient pattern of some principal parameters such as primary coolant temperature, steam flow, bus electric power and etc.

Present paper describes characteristic behavior of these parameters every 0.1 second, 1 second and 1 minute after scram, in connection with the sequential workings of the equipment and the manual operation. And it includes a study about the effects of the reactor power before scram.

As the results of the present investigation, for example concerning primary coolant temperature, some phenomena worthy of mention are here.

- (1) The instantaneous rate of temperature drop runs up to 1000 °C/h immediately after 100% scram.
- (2) Transient of the rate of temperature drop always calms down after two peaks.
- (3) The maximum value of temperature drop is mainly influenced by manual operation.

It would be useful for an operator to know the cause-and-effect relationship between the behavior of principal parameters and the operation after scram.

Keywords: Nuclear Ship, MUTSU, Power-up Test, Scram, Running Parameter,
Primary Coolant Temperature, Steam Flow, Bus Electric Power,
Rate of Temperature Drop, Scram Sequence, Voice Recorder

目 次

1. はじめに	1
2. スクラムの形態と種類	2
2.1 「手動」スクラム	2
2.2 「手動スクラム以外」のスクラム	3
2.3 発生時期によるスクラムの形態	3
3. スクラム後機器の作動と運転操作	4
3.1 スクラム時運転記録	4
3.2 スクラム後自動動作（スクラム発生～補助発電機 A C B 自動同期投入）	5
3.3 スクラム後手動操作（補助発電機 A C B 自動同期投入～温態停止）	7
4. 主要パラメータの過渡変化	9
4.1 スクラム後の短・中期的過渡変化	9
4.1.1 母線電力	9
4.1.2 1次冷却水平均温度，コールドレグ温度及びホットレグ温度	10
4.1.3 原子炉入口・出口温度差	11
4.1.4 加圧器水位，圧力及び温度	11
4.1.5 蒸気発生器の水位，圧力及び蒸気・給水流量	12
4.2 スクラム発生前原子炉出力の影響	12
5. スクラム後処置に関する改善について	15
5.1 運転操作上の改善	15
5.2 設備上の改善	17
6. まとめ	18
謝 辞	20
参考文献	20

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Scram on MUTSU	2
2.1 Manual Scram	2
2.2 Another Scram	3
2.3 Characteristics of Scram in Occured Period	3
3. Sequential and Manual Operation	4
3.1 Log Book Record after Scram	4
3.2 Sequential Operation (Scram ~ Aux. Generator ACB Close)	5
3.3 Manual Operation (Aux. Generator ACB Close ~ Hot Shut Down)	7
4. Transient of Principal Parameter	9
4.1 Short and Medium Term Transient	9
4.1.1 Bus Electric Power	9
4.1.2 Cold and Hot Leg Temperature	10
4.1.3 Temperature Difference in/out Reactor	11
4.1.4 Level, Press. and Temperature in Pressuerizer	11
4.1.5 Level and Press. in SG and Steam/Feed Water Flow	12
4.2 Effect of Reactor Power	12
5. Suggestion for Improvement	15
5.1 Manual Operation	15
5.2 Equipment	17
6. Conclusion	18
Acknowledgement	20
References	20

図・表目次

[表]

表1	スクラム発生状況	21
表2	原子炉スクラム作動条件	22
別図1	低圧スクラム	24
別図2	高温スクラム	25
表3-(1)	平成2年 4月24日 スクラム時運転記録	26
表3-(2)	平成2年 5月28日 スクラム時運転記録	27
表3-(3)	平成2年 7月 7日 スクラム時運転記録	28
表3-(4)	平成2年 7月25日 スクラム時運転記録	29
表3-(5)	平成2年 9月28日 スクラム時運転記録	31
表3-(6)	平成2年10月 8日 スクラム時運転記録	32
表3-(7)	平成2年12月12日 スクラム時運転記録	34
表4	運転記録一覧表	36
表5	スクラム後自動動作	37

[図]

図1	スクラムの分類	38
図2	スクラム後制御棒動作	38
図3	出力領域中性子束と制御棒位置変化	39
図4	中間領域中性子束変化	39
図5	主機タービン高圧1段圧力変化	40
図6	No.1SG蒸気流量と給水流量変化	40
図7	母線電力変化	41
図8	蒸気と流量変化	41
図9	No.1SG各種パラメータ変化	42
図10	1次冷却水平均温度変化	42
図11	長期間母線電力変化	43
図12	母線電力変化(57%スクラム時)	43
図13	1次冷却水平均温度、コールドレグ温度及びホットレグ温度変化(100%スクラム時)	44
図14	1次冷却水平均温度、コールドレグ温度及びホットレグ温度変化(57%スクラム時)	44
図15	原子炉入口・出口温度差変化(100%スクラム時)	45
図16	原子炉入口・出口温度差変化(57%スクラム時)	45
図17	加圧器水位、圧力及び温度変化(100%スクラム時)	46

図18	加圧器水位、圧力及び温度変化(57%スクラム時)	46
図19	No.1SG水位、圧力及び蒸気・給水流量(100%スクラム時、図9の再掲)	47
図20	No.2SG水位、圧力及び蒸気・給水流量(100%スクラム時)	47
図21	母線電力変化の比較(17%、57%、70%、100%)	48
図22	原子炉停止後の崩壊熱の変化	48
図23	蒸気流量変化と発生崩壊熱(蒸気流量換算値)の変化	49
図24	蒸気と流量変化の比較	49
図25	蒸気と流量積分値の比較	50
図26	給水流量変化の比較	50
図27	SG蒸気圧力変化の比較	51
図28	1次冷却水温度変化の比較	51
図29	1次冷却水降温率の比較	52
図30	SG給水温度変化の比較	52

1. はじめに

原子力船「むつ」（以後、単に「むつ」と略す）は、平成2年3月29日初臨界を達成して以来、岸壁での基底負荷運転及び洋上での高出力運転を経て平成2年12月13日全ての出力上昇試験を終了した。

この間、表1に示すように、2回の計画外スクラムと使用前検査等で実施した5回の手動スクラムを経験している。

平成2年5月28日に発生したスクラムは、洋上試験準備運転中の蒸気源切替操作時に、主発電機のACBが誤動作により非同期投入され、船内母線電圧が低下して1次冷却水ポンプが停止したことにより発生した。経験したスクラムの中で唯一、プラントの異常状態（1次冷却水流量喪失）を検知して発信したスクラムである。

勿論、この時の異常状態に対しても、安全保護系の作動で瞬時に全制御棒は炉心に挿入され原子炉は停止し、非常給電指令装置等のスクラム後の自動シーケンスの作動及び運転員の適切な操作により、プラント状態は速やかに通常状態に復旧している。原子力船「むつ」の安全保護設備の健全性と運転員が行うスクラム後の処置が適切であったことを凶らずも証明した。

ところで、「むつ」では原子炉がスクラムした後の処置に関して、原子力船ならではの特殊な事情を抱えている。それは、原子炉スクラムにより主機タービンがトリップし推進力がなくなり、ついには舵も効かなくなるという安全運航上の問題である。大洋航海中ならまだしも、船舶の輻輳する狭水道通過中のことなら事態は一層深刻である。

従ってスクラム後の処置として、いかに早く蒸気源を切替えて推進力を再確保するかという問題は、スクラム後のプラントを安定させることと同等に重要な問題であり、これらを電源を確保しつつ、かつ、発生する崩壊熱の除去について考慮しながら達成しなければならない。

「むつ」ではスクラム後の処置のうち一部の操作は自動化されているが、手動で行う操作も多く、そのタイミングは運転員の判断に委ねられている。このタイミングを決定する判断材料は圧倒的に各種運転パラメータである。

幸いにも出力上昇試験中に実施したスクラム試験により、これら主要な運転パラメータのスクラム後の挙動に関する知見を得ることが出来たので本報告書にまとめた次第である。

万が一スクラムした場合の「むつ」の安全運航及びプラントの保全のための運転操作に少しでも参考になれば幸いである。付言するならば、原子力第2船が設計・建造される時には、安全確保と運転員の負担軽減のための方策について、本報告書が参考にされることを願っている。

尚、本報告書に使用したデータの大部分は“データ処理装置”で収録されたものである。

2. スクラムの形態と種類

通常、「原子炉がスクラム」と言えば、機器に何らかの故障が発生し、その結果、プラントが異常状態に陥りプロセス値がスクラム設定値を超過した、と考える。これは、安全保護系を設置する目的からして当然の想像である。しかし、現実にかかるスクラムの発生原因は様々で、機器の故障を全く伴わないスクラム、例えば誤操作によって発生するスクラムや手動スクラムもある。

また、スクラムは、原子炉の運転開始（最初の制御棒を抜き始めた時）から停止（最後の制御棒が着底する時）までの間は、いつでも発生する可能性がある。しかし、未だ臨界にも達していない時のスクラムと、100%運転中のスクラムとではかなり様相が異なるはずである。

ここでは原子力船「むつ」で発生する可能性のあるスクラムについて、原因別及び発生時期別に分類してみた。

図1はスクラムを原因別に分類したものである。スクラムは安全保護系に関連するノイズや誤作動による誤信号で発生する場合がある。この場合は原子炉プラントの運転状態に全く異状が無く、突然発生することが多い。平成2年7月25日に発生した「MC TEMP HIGH」スクラムはこれに該当する。この種のスクラムは、建造当初に多く、運転実績を重ねる程少なくなる。当然、計画外スクラムである。

実信号スクラムについては、運転員の操作で発信させる「手動」スクラムと、安全保護系の作動で自動的に発信する「手動スクラム以外」のスクラムに分けてみた。

2.1 「手動」スクラム

「手動」スクラムのうち試験等で行うスクラムは計画スクラムであり、プラントに異常は発生していない。「むつ」では、使用前検査、海上試運転及び自主検査として行った。これに対し、船体事故が発生した時、原子炉プラントに異常状態が発生した時及び誤操作で「MANUAL SCRAM」ボタンを操作した場合は計画外スクラムである。但し、船体事故発生時で（座礁及び衝突の場合には「事故時運転要領書」で、スクラムにより原子炉を停止することが指示されているが）、相当時間前以て、スクラムさせることを各部に周知したうえでのスクラムは計画スクラム範疇に入る場合もあるかもしれない。船体事故の場合には原子炉プラントそのものには異状が波及しない場合も多い。

次に、原子炉プラントに異常が発生し、運転員の判断で緊急に手動スクラムさせる場合がある。「直長は、原子炉が自動的にスクラムすべき事態が発生したと判断されるにもかかわらず、スクラムしない場合は、直ちに手動により原子炉をスクラムさせなければならない」と規定されている。安全保護系の不作動でスクラム発信しない場合で、極めて稀なケースであろう。これに対し、スクラム設定値は超えていないが、各種パラメータの推移から近い将来設定値を超えると判断さ

れるような場合にも、手動でスクラムさせる場合もある。この場合は計画外スクラムと言える。

2. 2 「手動スクラム以外」のスクラム

よほど特殊な試験でも行わない限り手動スクラム以外のスクラムは全て計画外スクラムで、原子炉プラントに異常状態が発生した場合と、船体事故に起因して発生する場合がある。

原子炉プラントに異常状態が発生する要因には、機器の故障及びトラブル等ハードに原因する場合と、運転員の誤操作等ソフトに原因がある場合がある。誤操作による異常状態発生とは、例えば、主給水ポンプを誤ってトリップさせてしまい、その結果SG水位が低下して（異常状態の発生）スクラムが発信するような場合である。「むつ」で平成2年5月28日に発生したスクラムは、蒸気源切替の操作と主発電機のACB投入回路が微妙に関係し合っただけで主発電機ACBが誤投入され、その結果、一時的に船内母線電圧の低下が起こり1次冷却水ポンプが停止し、「1次冷却水流量低」スクラムが発生したもので、ハードとソフト双方に原因を持つ、極めて稀なケースである。

また、「むつ」では座礁、転覆等を想定して、船体傾斜角度を検出してスクラムさせる「大傾斜」スクラムを装備している。

2. 3 発生時期によるスクラムの形態

発生時期別のスクラムの形態について以下に記す。

(1) 原子炉運転開始～臨界

原子炉運転開始から臨界までは、中性子束の増加という核的レベルでは顕著な変化があるものの、温度や圧力等その他のプロセス値に変化は無い。この期間に最も発生する可能性が高いスクラムは、「中間領域起動率高」スクラムで、制御棒の操作（一度に引き抜く量が多すぎる等）に原因することが多い。その他、安全保護系のロジック上は、「中性子束高」、「1次冷却水流量低・低又は高速・低速共電源喪失」、「非常注水系作動」、「制御棒駆動装置封水温度高」、「大傾斜」及び「手動」スクラムが発信待機状態にあるが、時間的に短いこと及び主要プロセス値に変動を伴わない操作であることから、発生確立は極めて小さいであろう。

また、「中間領域起動率高」等のスクラムが発信した場合でも、プラント状態に与える影響はほとんど無く、スクラム後の操作は、主発電機から補助発電機への電源切替えと選択負荷遮断機器の復旧が主な操作となる。

(2) 臨界～蒸気源切替前

蒸気源切替前には、蒸気発生器の蒸気を崩壊熱コンデンサへダンプさせ、原子炉出力で4～5%程度の負荷を取っている。例えば、1次冷却水温度は手動による制御棒操作（核的出力の調整）と崩壊熱ダンプ弁操作（消費するエネルギーの調整）でバランスさせ、また、蒸気発生器も手動による水位調整を行っている期間でもあることから、1次冷却水の温度及びその他のパラメータも多少不安定になる。しかし、ロジック上待機状態にあるのは（1）と同じスクラムである。こ

の期間に発生する確率が高いのは、「中間領域起動率高」に加えて「中性子束高」（運転モードスイッチは“START”にあるのでスクラム設定値は25%である）スクラムであろう。

この期間にスクラムが発生した場合の措置は、(1)の場合の処置に加えて1次冷却水温度の低下を防ぐための措置が必要となる。

(3) 蒸気源切替～基底負荷運転

この期間の特徴は、原子炉が発生するエネルギーで、原子炉を連続して運転するために必要な最重要補機（主発電機及び主給水ポンプ）を回し始めることにある。消費する蒸気量も10%を超え「中間領域起動率高」を除く全てのスクラムが発信待機状態になること及びスクラムした場合には、核分裂によるエネルギー源を断たれ、わずかに残る崩壊熱や1次冷却水等の保有している熱量でその場をしのぎ、直ちに化石燃料（補助ボイラと補助発電機）にエネルギー源を移行する操作を行わなければならない。この期間に発生する可能性のあるスクラムは、手動操作の工程数が多い電源切替操作時に電源喪失による「1次冷却水流量低」が、また、給水ポンプ切替時に「蒸気発生器水位低」スクラムが、他のスクラムに比べれば発生確立がやや高いであろう。

(4) 基底負荷運転～100%出力運転

原子炉で発生する蒸気が推進エネルギーとして使われている期間である。原子炉出力は10%を超えていて、「中間領域起動率高」スクラムを除く全てのスクラムが発信待機状態である。

出力レベルが高ければ高いほど中性子束、1次冷却水温度、1次冷却水圧力及び制御棒駆動装置封水温度はスクラム設定値に近い状態にあることや、蒸気発生器水位のように蒸気流量と給水流量でバランスしているような場合には、高出力ほどアンバランスに対する影響が敏感に現れてくる。更に、航海中であることから海難事故の発生が有り得ることで、「大傾斜」スクラムの発信や「手動」スクラムの機会も加わる。スクラム後の処置について、操作そのものは(3)と同じであるが、スクラムにより喪失した推進力を速やかに回復して運航上の安全確保を図ることに重点が移る。

表2に「むつ」における原子炉スクラム作動条件を示す。

3. スクラム後機器の作動と運転操作

3.1 スクラム時運転記録

表3-(1)～表3-(7)に出力上昇試験中に発生した全スクラムの運転記録を示す。また、表4に上記運転記録に基づく主要な機器の動作タイミングを一覧表にまとめた。

運転記録簿は、運転員の一人が記入係となり、直長の発声指示、警報音、警報ランプ、機器の運転表示灯、弁の開閉表示灯等の視・聴認により手書きで記入される。例えば弁の“開”操作を例にとれば、

の期間に発生する確率が高いのは、「中間領域起動率高」に加えて「中性子束高」（運転モードスイッチは“START”にあるのでスクラム設定値は25%である）スクラムであろう。

この期間にスクラムが発生した場合の措置は、(1)の場合の処置に加えて1次冷却水温度の低下を防ぐための措置が必要となる。

(3) 蒸気源切替～基底負荷運転

この期間の特徴は、原子炉が発生するエネルギーで、原子炉を連続して運転するために必要な最重要補機（主発電機及び主給水ポンプ）を回し始めることにある。消費する蒸気量も10%を超え「中間領域起動率高」を除く全てのスクラムが発信待機状態になること及びスクラムした場合には、核分裂によるエネルギー源を断たれ、わずかに残る崩壊熱や1次冷却水等の保有している熱量でその場をしのぎ、直ちに化石燃料（補助ボイラと補助発電機）にエネルギー源を移行する操作を行わなければならない。この期間に発生する可能性のあるスクラムは、手動操作の工程数が多い電源切替操作時に電源喪失による「1次冷却水流量低」が、また、給水ポンプ切替時に「蒸気発生器水位低」スクラムが、他のスクラムに比べれば発生確立がやや高いであろう。

(4) 基底負荷運転～100%出力運転

原子炉で発生する蒸気が推進エネルギーとして使われている期間である。原子炉出力は10%を超えていて、「中間領域起動率高」スクラムを除く全てのスクラムが発信待機状態である。

出力レベルが高ければ高いほど中性子束、1次冷却水温度、1次冷却水圧力及び制御棒駆動装置封水温度はスクラム設定値に近い状態にあることや、蒸気発生器水位のように蒸気流量と給水流量でバランスしているような場合には、高出力ほどアンバランスに対する影響が敏感に現れてくる。更に、航海中であることから海難事故の発生が有り得ることで、「大傾斜」スクラムの発信や「手動」スクラムの機会も加わる。スクラム後の処置について、操作そのものは(3)と同じであるが、スクラムにより喪失した推進力を速やかに回復して運航上の安全確保を図ることに重点が移る。

表2に「むつ」における原子炉スクラム作動条件を示す。

3. スクラム後機器の作動と運転操作

3.1 スクラム時運転記録

表3-(1)～表3-(7)に出力上昇試験中に発生した全スクラムの運転記録を示す。また、表4に上記運転記録に基づく主要な機器の動作タイミングを一覧表にまとめた。

運転記録簿は、運転員の一人が記入係となり、直長の発声指示、警報音、警報ランプ、機器の運転表示灯、弁の開閉表示灯等の視・聴認により手書きで記入される。例えば弁の“開”操作を例にとれば、

- 1) 直長が指示を出す
- 2) 運転員が操作スイッチを操作する
- 3) 弁開閉表示灯が「中間」表示となる
- 4) 弁開閉表示灯が「全開」表示となる
- 5) 運転員が全開になったことを発声確認する

というおよそ5ステップを経て完了する。特に大型弁は操作完了まで数分を要すものもあり、運転記録簿へ記入する時刻を上記1)~5)のうちどの時点にするかが問題となる。また、開操作開始時刻と全開時刻をそれぞれ記入する場合もあれば、単に「開」記録だけの場合もある。更に、時刻の記述も秒単位、1/4分単位、30秒単位及び1分単位と様々である。1分単位の場合は、アナログ式の時計（制御室中央制御盤に設置されている）を基準にしているときと、デジタル式の時計（データ・ロガーCRT画面上に常に表示されている）を基準にしているときとでは、記録された時刻と実際に事象が発生した時刻との間に違いが生じる。すなわち、例えば“12時15分”という記録は、アナログ時計基準では12時14分30秒~12時15分29秒に発生した可能性があり、デジタル時計基準では12時15分0秒~12時15分59秒の可能性が強く、両者の間には最大1.5分程度の誤差が生じる場合もある（表4はこの誤差を踏まえた表示をしている）。

時刻及び記事欄の記載要領が統一されていない点は反省点として挙げられるが、それでもなお手書き記載には限界があり、特にスクラム時のように秒単位で発生する事象と操作する時刻並びに事象及び操作の内容を手書きで記録することは困難であろう。

表3及び表4が示すとおり、計画外スクラムの場合にはスクラム直後の記録が極端に欠如しているが、これはスクラム直後の運転操作に人員が取られ、記録にまで手が回らなかったことを表わしている。しかし、過去の経験から、計画外スクラムの時こそその原因調査のため、正確な記録がより必要となるのも事実である。

そこで、航空機事故ではなじみの深い“ボイス・レコーダ”的な装置の設置を提案したい。スクラム発生と同時に回り始め、直長の指示、機器の作動を確認する運転員の声、警報音とその警報を確認する声等が記録されれば、時刻及び記事内容の精度は格段に向上するはずである。

3. 2 スクラム後自動動作（スクラム発生～補助発電機ACB自動同期投入）

スクラム発生後、補助発電機のACBが自動同期投入されるまでの動作は、スクラム後処理回路及び非常給電指令装置（ESP）等の作動により、あらかじめ定められた手順とタイミングで自動的に進行する。補助発電機の起動及び電圧が確立するのに要する時間がスクラム毎に多少異なることを除けば、この間の機器の作動タイミングはスクラム毎にほぼ同一となる。

以下に、平成2年10月8日に使用前検査として実施した、手動スクラム時の運転記録及び各種運転パラメータ変化並びに過去に実施した機能試験時のデータ等を参考にして、スクラム直後に自動で動作する機器の挙動について、そのタイミングを中心に述べる。

図2は、昭和63年3月18日温態機能試験で実施した制御棒のスクラム速度測定試験の結果である。

同図より、スクラム信号発信後0.02秒で（以下、特に断りのない限り、時間表示はスクラム発生後の経過時間のことを言う）スクラムブレーカが断となって制御棒を保持している電磁クラッチが切れ、約0.1秒で制御棒が落下を開始し、約0.13秒で上限ランプが消灯する。更に、約0.9秒で制御棒は下限位置（約5mm）に達し、下限ランプが点灯し着底する。

同図は、No.1制御棒の試験結果であるが、その他の11本の制御棒についても、多少のバラツキがあるものの*、スクラム信号発信から制御棒が下限位置に達するのは、全ての制御棒について1秒以内である。ちなみに、同図のA1盤指示値（制御棒位置に相当する電圧信号）は、電気回路途中に故意に設けたCR回路（容量-抵抗回路）の影響で時定数を有するため、早い過渡変化に対しては正確な位置を表していない（図3の制御棒位置変化についても同様である）。

以上は、制御棒を1本毎に全引抜き状態から落下させた機能試験の結果であるが、実際のスクラムの場合には、No.1~No.4制御棒は中間位置から落下するので、着底に要する時間は更に小さくなる。また、最初の制御棒が着底した（正確には下限位置に達した）瞬間に、「ロッドドロップ」スクラム信号が回路構成上再発信することになる。

※ 最小値：0.75秒、最大値：0.98秒、平均値：0.855秒、標準偏差：0.043秒

図3に核計装出力領域（N1-7）出力の変化を、図4に中間領域（N1-4）出力の変化を示す。

制御棒が落下を開始する約0.1秒から急激に出力は低下し、約0.5秒で10%を切り、約100秒後にはスクラム前の1/1000（0.1%）出力まで低下する。中間領域出力が 3×10^{-10} (A)になる約590秒後には線源領域核計装の高圧電源が復帰し、計数開始に伴う「起動率高ロッドストップ」警報が発信する。

図5に100%出力運転中のスクラム発生から数秒間の、主機タービン高圧第1段の圧力変化を、また、図6にNo.1蒸気発生器（以後、SGと略す）の蒸気流量と給水流量の変化を示す。

データ処理装置の記録ではスクラム発生後0.1秒以内にESPを介して主機トリップ信号が発信し、主機操縦装置を駆動する油圧回路の危急遮断用の電磁弁が開弁し、操縦弁を支えていた油が同弁を通り徐々に排出される。油圧が低下するに従い、主機操縦弁リフトはほぼ一様に小さくなるが、本船装備の操縦弁（7個の弁が、操縦弁リフトにより順次、開く、または、閉じる型式）の特性上、主機タービンへ流入する蒸気流量は、階段状に減少することが同図より明らかである。同図から、各弁が閉鎖するタイミングは以下のとおりである。

第Ⅷ弁 約1.2秒
 第Ⅵ弁 約1.6秒
 第Ⅴ弁：約2.1秒
 第Ⅳ弁：約2.5秒
 第Ⅲ弁：約3.1秒
 第Ⅰ弁：約3.1秒
 第Ⅱ弁：約6.0秒

最後に閉まる第Ⅱ弁が完全に閉鎖されるのに、他の弁に比して時間を要するのは、弁リフトが大きいこと及び次第に大きくなる圧力差（SGの圧力は上昇傾向にある）を締め切るのに、より大きな力を要する等の原因が考えられる。

図5で、常に減少傾向にある圧力が約3.8秒に、わずかであるが再上昇する。この現象は、同圧力が主復水器真空と同じ圧力近くまで減少するまでに、数回現れていることを確認しているが、原因は不明である。

SGの蒸気流量も、おおむね主機への蒸気流量の変化に支配されて減少している。また、蒸気流量の減少信号が給水流量へフィードバックされるのは、約2秒後からである。

図7にスクラム後の母線電力の変化を示す。

スクラム発生と同時にESPを介して動作する選択負荷遮断は1秒以内に完了している。選択負荷遮断により警報を発するのは、管理区域給気ファン停止による「VENTILATION CONT. PANEL」異常警報のみである。

高速で運転されていた主循環ポンプ（高速：100kW、低速：65kW）は14.2秒でいったん停止し、1次冷却水ポンプ（高速：200kW、低速：30kW）は14.7秒で高速から低速へ切り替わっている。一度停止した主循環ポンプは19.4秒に低速で再度起動を開始し、21.0秒には起動を完了している。

図8に蒸気と流量の変化を示す。

ESPの作動により自動起動した補助発電機及び非常発電機のうち、No.1補助発電機が選択され、同図及び運転記録から推定すると、約30秒でACBが自動同期投入されている。

以上がスクラム発生後に、なんら手動操作を行わずに、スクラム後処理回路及びESPのシーケンスにより進行する事象の推移である（表5参照）。

3. 3 スクラム後手動操作（補助発電機ACB自動同期投入～温態停止）

3. 2（スクラム後自動動作）で述べたとおり、スクラム発生から補助発電機のACBが投入されるまでは、あらかじめ定められたシーケンスにしたがって自動的に進行するのに対し、以下の操作は直長の指示により運転員が手動で行うものである。従って、基本的には要領書（通常運転要領）に定められた操作手順どおりの操作を行っているが、特に操作を行うタイミングに関しては、その時々プロセスの状態や現場操作員の対応状態等により、直長に判断が委ねられているため、スクラム毎に異なっている。但し、操作の時期が早いか遅いかの差異はあっても、ある操作とある操作の順番が逆転することはないが、特殊な状況に伴い応用動作をすることもある。

ここでは平成2年10月8日の手動スクラム試験時に行った手動操作について、主要なパラメータ変化と対応させて述べることにする。

スクラム発生後約30秒でNo.1補助発電機のACBが自動同期投入されたのを確認後、速やかにNo.1主発電機の負荷をNo.1補助発電機へ移行し、90秒後にはNo.1主発電機のACBを開としている。更にその後、No.2主発電機の負荷をNo.1補助発電機へ移行し、110秒でNo.2主発電機のACBを開とし、120秒でNo.1及びNo.2主発電機原動機を遠隔危急停止スイッチにより制御室からトリップしている。

この間に消費する蒸気流量は図8に示したとおり、主発電機から補助発電機へ負荷を移行する毎に、また、主発電機のACBを開とする毎に減少し、主発電機が無負荷運転となる110秒前後には蒸気流量が3t/h以下となり、蒸気流量計が正確な値を示さなくなる領域に入ってしまう。図8では、No.1及びNo.2主発電機原動機トリップ後の120秒から130秒の間に、蒸気流量が一度0に落ちてしまうが、実際には弁ST-014（原子炉系蒸気元弁）が全閉になるまでは蒸気の流れはあるはずである。

図9にNo.1 SG関係のパラメータ変化を示す。蒸気流量よりも給水流量の方が優勢にもかかわらず、1次冷却水平均温度（ T_{av} と略す）が低下し始める約5秒から、水位は下降の一途をたどる。この水位低下現象は、SG負荷急減時の急激な圧力上昇時に起こる逆応答特性によるものである。

運転上は、来るべき蒸気源切替操作に備えて、SGの水位を回復させるべく90秒でSG水位制御系を自動から手動に切替えて給水を行っている。この結果55%まで低下した水位は約80%まで回復している。この間に温度の低い給水（高圧給水加熱器の温度制御の追従が間に合わず、給水温度は約120℃まで低下している、図30参照）がSGへ大量に流入したこと及び主給水ポンプで蒸気が消費された分で、 T_{av} は降下している。SGへの手動給水は給水流量の変化から判断すると、約150秒で完了しているが、主給水ポンプを停止したのはやや遅れて（運転記録によれば）330秒前後に実施している。主給水ポンプを停止した後の蒸気消費は、主機及び主発電機の蒸気エゼクタ並びに暖缶及びLPSG（低圧蒸気発生器）等蒸気消費量の比較的少ない限られた機器で使われるのみとなり、 T_{av} の降下も更に小さくなる。

図10にスクラム後の T_{av} の変化を示す。同図から、実際に弁ST-014（原子炉系蒸気元弁）が完全に閉鎖されたのは約500秒（8分20秒）であると思われる。降下し続けていた T_{av} は、この時点から、炉心が発生する崩壊熱により上昇を始める。弁ST-014閉弁後、主蒸気ラインの圧力が補助缶の発生蒸気圧力程度（約30kgf/cm²）まで降下したのを確認後、弁ST-057（補助蒸気系元弁）を約9分に開操作している。この状態で補助缶による推進が可能になるが、スクラム後の復旧作業を行った後に主機の使用を開始している。

主な復旧作業としては、選択負荷遮断された電源と機器の復旧、造水装置の手じまい、非常発電機原動機の停止操作、暖缶・LPSGラインの手仕舞い等を実施している。

図11にスクラム発生後、長期間の母線電力の変化を示す。スクラム後必要最小限になっていた電力が、約8分後から選択負荷遮断の復旧、補助缶の点火等の作業に伴って上昇し始める。約1500秒（25分）で電力が急増しているのは、 T_{av} 上昇に伴い加圧器水位が60%まで上昇し、加圧器の全ヒータが自動投入されているからである。この時のスクラムでは、主機の使用を再開したのは、スクラム発生後約32分経過してからで、他のスクラムの時に比べてやや遅かった。

4. 主要パラメータの過渡変化

4. 1 スクラム後の短・中期的過渡変化

以下に、原子炉出力100%（主機回転数約190rpm）運転中に、使用前検査として実施した手動スクラム試験で採取したデータを中心に、スクラム後数秒から10分程度の、主要パラメータの過渡変化について記す。種々の原子炉出力でスクラム試験を実施しているなかで、100%出力からのデータを主に使ったのは、次の理由による。

- i) スクラム発生から約1分以内、自動起動した補助発電機のACBが自動投入されるまで（便宜上、この期間を短期と呼ぶ）の機器の作動及びそのタイミングは、原子炉出力の大小にかかわらずほぼ同じであり、従って、各プロセス値の変動パターンも相似している。
- ii) 短期の各プロセス値の過渡変化量の大小は、スクラム発生前の原子炉出力に依存しているのは確かである。ただ、原子炉出力が大きければ大きいほど、過渡変化の大きさも大きくなる傾向にあることが試験結果より判っている。事象の判別がし易いことから最大の出力を選んだ。
- iii) 補助発電機のACBが自動同期投入されてから約10分間の（便宜上、この期間を中期と呼ぶ）過渡変化については、手動操作のタイミングが早いか遅いか、または手動操作の大きさ（弁の操作開度等）により、種々のパターンが生じてくる。従って、ここで採り上げるパラメータの変化は一例に過ぎないが、ある操作がプラントに及ぼす影響を知るうえで重要と考える。また、手動操作がその度に異なるとはいえ、基本的に操作の順番を定めた操作手順書に従って行うのが原則であり、操作の順序については各スクラムに共通性が有り、100%のデータから他のスクラムも類推可能である。

尚、以下に示す主要パラメータの過渡変化は時系列データであり、一般的には横軸にリニア目盛りを使うところであるが、過渡変化が急激なのはスクラム直後で、その後は時間とともに緩慢な変化に変わって行くパターンを1枚のグラフ上に表すため、対数目盛りを使用した。従って、これらのグラフを見るときに、視線を経過時間方向へ移動するにつれ、紙面を横方向へ引伸ばす思考上の余分な作業を必要とする。また、スクラム発生後0秒（＝スクラム発生前）のプロセス値がプロットされない点に注意を要する。

また、出来るだけ原子炉出力57%から実施したスクラム時のデータを併せて掲載した。100%出力のデータのみ、特異な事情があるかどうかの検証をするためである。

4. 1. 1 母線電力

スクラム後の母線電力の変化は第3章図11に示したとおりである。短期の変動については、3. 2（スクラム後自動動作）の中で詳述したとおりである。スクラム前に約930kWあった船内

電力負荷は、スクラム発生と同時に作動した選択負荷遮断により、1秒以内（以後、特に断りのない限り、スクラム発生時刻を起点とした経過時間を示す）約810kWまで低下している。15秒から20秒の間に、主循環ポンプが停止し、1次冷却水ポンプが高速運転から低速運転に切替わることで、約400kWまで減少する。約20秒で主循環ポンプが低速で再起動し、電源切替時の船内電力負荷は約450kWで安定している。従って、自動起動した補助発電機のうち、電圧確立が早い1台が自動同期投入される頃には、船内電力負荷は1台の補助発電機(720kW)で十分まかなえるほどの電力になっている。

約8分から、選択負荷遮断の復旧、補助缶の気じょう開始等で船内電力負荷は暫増している。

図12に原子炉出力57%からスクラムさせた時の母線電力の変化を示すが、スクラム前の電力値が882kWであること以外には、変動の様子に大差は無い。

4. 1. 2 1次冷却水平均温度、コールドレグ温度及びホットレグ温度

図13にNo.1MCループの1次冷却水平均温度（以後、 T_{av} と略す）、コールドレグ温度（以後、 T_c と略す）及びホットレグ温度（以後、 T_h と略す）の変化を示す。

原子炉出力はスクラム発生とほぼ同時に（1秒以内、3.2参照）0出力まで低下し、また、蒸気発生器（以後、SGと略す）蒸気流量も約1秒で減少を始めるが（後述）、1次冷却水温度に変化が現われ始めるのは3秒以後のことである。過渡変化のごく初期（約3秒から5秒）には、中性子出力減少による T_h の低下と、SG蒸気負荷減少による T_c の上昇が相殺されて、 T_{av} は約5秒までは変化していない。

1次冷却水及び構造物等が保有する大きな熱容量と若干の崩壊熱に支えられていた T_{av} も約5秒後からは急激に低下し、SG蒸気負荷が0になる弁ST-014（原子炉系蒸気元弁）を閉鎖する約500秒までは下降の一途をたどる。言うまでもなく、炉心の発生する崩壊熱よりも、蒸気源切替までに消費する蒸気の熱量が大であるからに外ならない。

T_{av} 降下の過程で20秒から30秒の間にただ一度だけ T_{av} が一定になろうとする時がある。この間、 T_h は上昇傾向、 T_c は横ばい傾向であることから、主循環ポンプの停止及び1次冷却水ポンプの高速から低速への切替わりで、主発電機負荷が急減し、 T_c の低下が押さえられ、また、 T_h はスクラム直後の崩壊熱に支えられて上昇する結果であろう。

電源切替、主発電機の停止、主給水ポンプの停止等、比較的大きな蒸気流量変動を与える操作並びにSGへの手動給水を行っている期間（約100秒から200秒）では、 T_c の小刻みな変動が目立つ。蒸気負荷変動の影響が、MCループで、SGのすぐ下流に位置する点を検出する T_c に敏感に現れるのは当然であろう。

また、 T_{av} 降下に伴い、33秒で「No.1MC T_{av} LOW」警報(設定値:268.5℃)が発生している。

図14に、原子炉出力が57%からスクラムさせたときの T_{av} 、 T_c 及び T_h の変化を示すが、前述の傾向はほぼ同じである。

以上、No.1MCループについて記したが、No.2MCループにおける温度変化も全く同じであるので省略した。

4. 1. 3 原子炉入口・出口温度差

図15に原子炉入口・出口温度差（以後、 T_d と略す）の変化を示す。 T_d は1次冷却水系統のホットレグに設置した温度計の値（ T_h ）と、コールドレグに設置した温度計の値（ T_c ）の差を演算した結果である。原子炉出力一定運転中は（従って、 T_{av} にも変化が無い運転状態の時）、 T_d は標記のとおり1次冷却水の原子炉入口・出口の温度差と同一であり、また、SGの出口・入口の温度差でもある（厳密に言えば、配管途中の放熱や1次冷却水ポンプでの加熱等により、原子炉入口・出口温度差=SG出口・入口温度差ではないが）。しかし、負荷変動中で T_{av} が過渡状態にあるような時には、 T_d は原子炉入口・出口温度差でもSG出口・入口温度差でもなく、単にその瞬間のホットレグ温度とコールドレグ温度の差を示しているに過ぎない。図15はまさに後者の場合である。

炉心の発生する崩壊熱は、スクラム直後でも、スクラム前出力のたかだか数パーセントで、 T_d に換算すれば 1°C 以内であることから察して、 T_d はSGでの除熱量（すなわち蒸気流量）に支配されて減少して行く。その過程で16秒から26秒にかけて T_d が再上昇している。これは、1次冷却水ポンプが低速に切替わり、1次冷却水量が約半分に減少し、従って、SGの冷却水入口・出口温度差が約倍になったためであるが、同時に、電力負荷減少により消費蒸気量も減少し、その効果がやや遅れて現れた結果であると思われる。また、(T_{d1} については)140秒及び(T_{d2} について)260秒にピークをもつ T_d の上昇は、手動によりNo.1SG、No.2SGの順で給水し、SG器内水温度が低下し T_c が下がった結果であり、ピークの大きさも給水した量に比例して、 T_{d1} の方が大きくなっている。

図16は原子炉出力57%からスクラムさせたときの T_d 変化であるが、上述した傾向は全く同じである。

4. 1. 4 加圧器水位、圧力及び温度

図17に加圧器の水位、圧力及び気相・液相の温度変化を示す（サージラインの温度変化は興味のあるところであるが残念ながらデータ処理装置へ入力されていない）。

スクラム後の蒸気流量の減少で、加圧器水位のプログラム設定値は（100%出力運転中の設定値：43.6%）、スクラム後約20秒で55%まで上昇しているはずであるが、加圧器水位は低下し続け、63秒で「P'ZER LOW LEVEL」警報設定値35%に達し、350秒には28%まで低下している。

この間、加圧器の水位制御系は水位の回復を図るべく、スクラム後約60秒で、高圧抽出弁は最小開度の10%になり（制御系に設けた下限リミッタの働きでこれ以上閉まらない）、抽出流量は約 $0.8\text{ (m}^3/\text{h)}$ まで絞られるが、1次冷却水の温度低下による効果の方が大きく、水位は一向に回復しない。

水位がやっと回復の傾向を示すのは、弁ST-014（原子炉系蒸気元弁）が閉鎖され、1次冷却水の温度が上昇傾向に転じてからである。加圧器の圧力も水位と同じ傾向で変化するが、その低下の始まるタイミングはスクラム直後からである。104秒で「P'ZER PRESS LOW」警報設定値である $105\text{ (kgf/cm}^2)$ を切り、250秒で最低値 $104\text{ (kgf/cm}^2)$ まで低下している。

加圧器の気相及び液相の温度低下が顕著になるのは40秒前後で、圧力や水位の変化に比べて遅く始まる点と、300秒から温度が回復する過程で、気相の回復が液相のそれを上回り、温度が逆

転する点が特徴的である。

図18に原子炉出力57%からスクラムさせた時の加圧器の水位、圧力及び温度の変化を示す。

傾向としては100%の時と同じであるが、変動の大きさは小さく、水位及び圧力共に警報点までは低下していない。

4. 1. 5 蒸気発生器の水位、圧力及び蒸気・給水流量

図19にNo.1蒸気発生器 (No.1SG) 及び図20にNo.2蒸気発生器 (No.2SG) の水位、圧力、蒸気流量及び給水流量の変化を示す。スクラム直後の (スクラム発生から約6秒) の蒸気流量の変化は、3.2章 (スクラム後自動動作) で述べたとおり、スクラム発生と同時に起こる主機トリップにより、主機に流入する蒸気流量の変化に支配され、階段状に急激に減少する。その後、大きな減少は約15秒から約20秒の間に、主循環ポンプ及び1次冷却水ポンプが高速から低速へ切替わることによる電力の半減により起こり、この時点で、蒸気流量はスクラム発生前の1/5程度まで減少している。30秒～40秒以後の変化は、手動操作で行う電源切換、主発原動機の停止及び主給水ポンプの停止により、蒸気流量は暫減してゆくが、この近辺の微小流量については、蒸気流量計の検出能力からしてその精度は期待できるとは言えない。蒸気流量は弁ST-014 (原子炉系蒸気元弁) を閉鎖した時点で (崩壊熱ダンプラインに流量を取っていなければ) 0になるはずである。

SGの水位は、蒸気流量の急減によってもたらされたSG圧力の上昇に伴って、急激に低下している。水位低下が始まる時期については、SGでの除熱の影響をいち早く受けるコールドレグ温度が上昇を開始する時期 (スクラム3～4秒) と一致している。水位が上昇に転じるのはSG圧力が低下し始める50秒前後からである。それまでの間、常に、給水流量が蒸気流量を上回っているにもかかわらず、見かけの水位低下は止まらない。

No.1SGについては、90秒で水位制御系を自動から手動へ切替える際の制御器の操作 (マニュアルバランス操作) が原因で給水制御弁が100%近く開き、温度の低い給水がSG内へ大量に流入し器内圧力が低下することにより、水位が一気に回復している。

蒸気流量信号と水位信号により制御される給水流量は、全体の傾向としては、蒸気流量に相関した変化を示している。但し、蒸気流量減少の時期に比べて、給水流量の応答は、2～3秒遅れているようである。また、蒸気流量の減少速度が比較的ゆるやかになる点 (例えば6秒、20秒前後) では、水位低下信号の効果が優勢となり、給水流量は増加傾向となる。

圧力上昇は約2秒から始まり、SG負荷 (蒸気流量) に逆比例して増加し、30秒～40秒でピーク値45～46 (kgf/cm²) に達する。その後は、1次冷却水温度の低下及び給水流量増加によるSG器内水温度の低下の影響を受けて低下するが、1次冷却水温度が上昇に転じる50秒前後から再び上昇している。

4. 2 スクラム発生前原子炉出力の影響

スクラムが原子炉の運転パラメータに大きな過渡変化をもたらすことは、前述したとおりであるが、スクラムが発生する時の原子炉の出力の大小によって、その過渡変化の様子に違いが生じ

るであろうか。

常識的には、原子炉出力が大きければ大きいほど、スクラムした時の各パラメータへ与える影響は大であると考えられる（第一の予想）。しかし、スクラムが発生すれば選択負荷遮断や大容量ポンプの高速から低速への切替等の作動で、船内負荷の変化は、図21に見るように、原子炉出力によらずほぼ同じであった。従って、例えば、1次冷却水温度への影響について考える場合、船内負荷の変化が同じような減少を示すならば、より大きな崩壊熱の発生を期待できる高出力からのスクラムの時の方が、1次冷却水温度の降下度は少なく済むと考えるのも不思議なことではない（第二の予想）。だが、実際には第一の予想どおり高出力からのスクラムの方が1次冷却水温度の降下度は大きいという結果を得ている。

ここでは主に、1次冷却水平均温度、1次冷却水降温率、蒸気流量、蒸気流量の積算値及び主給水温度の変化を、原子炉出力100%、70%、57%及び17%の場合について示した（但し、17%の場合は主機関連補機が運転されていないことが前三者と異なる）。いずれも定常運転状態から手動スクラムさせた場合である。

図22は原子炉出力100%で10日間運転後の炉心が発生する崩壊熱の変化を計算によって求めたものである。使用した計算式を次式¹⁾に示す。

$$Q_d = Q_0 \times 0.0666 \times \{ t^{-0.2} - (T+t)^{-0.2} \} \quad \dots\dots\dots (1)$$

- Q_d : 発生崩壊熱 (MWまたは%)
- Q₀ : 原子炉運転出力 (MWまたは%)
- T : 原子炉運転時間 (sec)
- t : 原子炉停止後の経過時間 (sec)

また、図23には、(1)式で得た発生崩壊熱に釣り合うSG蒸気流量（単に36MW=60t/hで計算した値）を、100%スクラム時の実際の蒸気流量変化と共に示した。

蒸気流量計の低流量時の計測値が正確でないこと及び崩壊熱に相当する蒸気流量への換算がそれ程単純でないこと等により、定量的な評価はできないが、図23で示すとおり、スクラム後2分位までは炉心が発生する崩壊熱よりも消費する熱量の方がはるかに大きく、その分は1次冷却水の持つ熱容量でカバーすることになり、1次冷却水温度は急激に低下する。1次冷却水の温度低下は、図23の斜線で囲む面積に左右される。スクラム前の原子炉出力により発生崩壊熱の大きさは変化するが、図からも推測できるように、その大小が斜線の面積に及ぼす影響は微々たるものである。従って、1次冷却水温度の急激な低下を抑える方法は消費する側の抑制である。

この様に、発生する崩壊熱が1次冷却水温度の低下の抑制にはあまり貢献していないことは、冒頭で触れた、第二の予想を否定する裏付けとなる。

次に、1次冷却水温度低下の主原因となっている蒸気流量の変化をスクラム毎に調べてみた。図24に原子炉出力が約17%、57%、70%及び100%からスクラムさせた時の蒸気流量の変化を、また、図25には、それぞれの場合の蒸気流量の積算値（蒸気流量曲線の積分値）を示す。

図21が示すとおり、高出力運転中（主機を使用している57%、70%及び100%の場合）の母線電力の変化に、原子炉出力に依存するような有意な差は認められない。ところが、図24に示すように、スクラム直後（少なくとも約15秒までの間）の蒸気流量の変化は、明らかに原子炉出力に左右されていることがわかる。主機の操縦弁が、スクラムと同時に瞬時には全閉にならないので、その間（約6秒まで）の蒸気流量に差がでるのは当然であるが、それ以降の流量差は何によるものであろうか。

図19及び図20で示したように、スクラム直後のSG給水流量は、蒸気流量の変化にやや遅れて追従すること及びSGの水位低下の信号を受けて、10秒前後からは給水流量の減少を抑えにかかると、スクラム直後の給水流量は、大きな出力からスクラムさせた場合の方がより大きくなる（図26に各スクラム後の給水流量の変化を示す）

給水流量が大きいことで、ディアレータ及び高圧給水加熱器並びに主給水ポンプで消費する蒸気流量がなかなか減少しないことによるものと思われる。

いずれにせよESPの指令で補助発電機のACBが自動同期投入されるまでは（実績では、スクラム発生から30秒～40秒）、機器の運転パターンは同じであるから、スクラム後の蒸気消費量の変化はおおむね図24が示すとおりになるであろう。

その後の蒸気消費量の変化については、手動操作による差が現れて、種々のパターンが出て来て不思議ではない。図27にSG蒸気圧力の変化を示す。

次に、各出力毎の1次冷却水温度の変化を図28に、また、降温率の変化（図28の温度曲線を時間微分したもの）を図29に示す。

図29が示すように、スクラム発生から補助発電機のACBが投入されて、主発電機で消費する蒸気量が減少するまでに、2回大きな降温率を示す。その1回目の谷は主機操縦弁が完全に閉まるスクラム後数秒の間に現れる。その降温率の最大値は瞬間ではあるが、原子炉出力が100%からのスクラムの場合には約-1000（℃/h）にも及び、57%からの場合にはその半分の約-500（℃/h）である。その後、主循環ポンプ及び1次冷却水ポンプが高速から低速へ切替わる20秒前後には、一度降温率は約-0.05（℃/SEC）=-180（℃/h）まで回復する。その時には、100%からスクラムさせた場合でも、発生崩壊熱に助けられて基底負荷からスクラムさせた場合と同程度まで回復する。第2回目の降温率の低下の谷は30秒頃に現れる。崩壊熱の発生は減少する一方なのに対し、電力負荷は減少したものの、補助発電機のACBが投入前であることから、依然、相当量の蒸気が消費され、 T_{av} は急激に降下する結果であろう。

その後は、手動操作（電源切替、主給水ポンプの停止、蒸気源切替等の操作）の時期等により、降温率回復のパターンは個々のスクラムにより異なるが、約300秒で、降温率はほぼ0になり、 T_{av} の降下は収束する。

100%からのスクラムの時、約120秒で降温率の小さな谷が現れているのは、手動操作によるSGへの過度の給水が影響している。

図30にSGへの給水温度（高圧給水加熱器出口温度）の変化を示す。高出力からのスクラムほど大きな過渡変化を示し、100%からのスクラム時には、過度の給水を行った影響もあるが、120℃まで低下している。高圧給水加熱器の出口温度は加熱蒸気量を自動調整することで一定※に

保たれているが、大きな負荷変動時には試験結果が示すとおり、設定値に維持することは困難である。

スクラム後、給水流量の減少で、給水温度の過渡変化の初期（20秒～30秒）には、上昇傾向を示すが、すぐに回復し、その後、SGレベル低下による給水流量の増加時には、加熱蒸気量の追従が間に合わずかなりの温度低下が起きている。

※ 設定値：160℃（17%スクラム時）、150℃（57%、70%、100%スクラム時）

5. スクラム後処置に関する改善について

スクラムの目的は、原子炉プラントの異常状態を検知して、自動的に、または手動で原子炉を急速に停止させ（具体的には制御棒を落下させ）、異常状態の拡大を防止、または抑制することにある。異常状態を検出して原子炉を停止するための設備（安全保護系の設備）が十分に機能さえすれば、必ず上記の目的は達成されるはずである。

それでは、原子炉がスクラムしてしまった後のプラント状態を、通常の状態（一般的には温態停止状態）に復旧するまでの操作（スクラム後処置）に関しては、何が要求されるのであろうか。

それは言うまでもなく、第一に船舶の運航上の安全確保のため、いったんスクラムにより失った推進力をより早く、しかも確実に再確保することであり、本船の場合には、蒸気源を切替えて補助ボイラによる推進に移行することである。出入港時や船舶の輻輳する狭水道通過時等でエンジンスタンバイ（主機の回転を低下させて全員配置につくこと）中は勿論のこと、大洋航海中であっても、気象、海象条件によっては、長時間の推進力の喪失が重大な船体事故につながることもある。

第二には、異常状態に至ったプラントの状態及びスクラムしたことで引き起こされた過渡状態を、出来るだけ早く、プラントが許容する範囲内（または制限値があればその範囲内）に抑制し、定常状態に収束させるという、言わば設備保全上の問題である。

5. 1 運転操作上の改善

スクラム後の処置は操作手順書（VOL Ⅲ 通常運転要領 6. 原子炉スクラム）に定められ、これまでに経験したスクラムでは、その手順書にのっとった操作が行われたわけであるが、操作手順書は原則的な操作の順番が定められているに過ぎず、操作する時間的な管理までは行っていない。

ここでは、前述した二つの目的をより満足するために、安全性を損なう事なく達成可能な操作方法について検討を行うものである。具体的には、蒸気源切替までの時間を更に短縮する目的と、スクラム後の1次冷却水温度低下（降温率）を小さくする目的のための、安全で確実な方法につ

保たれているが、大きな負荷変動時には試験結果が示すとおり、設定値に維持することは困難である。

スクラム後、給水流量の減少で、給水温度の過渡変化の初期（20秒～30秒）には、上昇傾向を示すが、すぐに回復し、その後、SGレベル低下による給水流量の増加時には、加熱蒸気量の追従が間に合わずかなりの温度低下が起きている。

※ 設定値：160℃（17%スクラム時）、150℃（57%、70%、100%スクラム時）

5. スクラム後処置に関する改善について

スクラムの目的は、原子炉プラントの異常状態を検知して、自動的に、または手動で原子炉を急速に停止させ（具体的には制御棒を落下させ）、異常状態の拡大を防止、または抑制することにある。異常状態を検出して原子炉を停止するための設備（安全保護系の設備）が十分に機能さえすれば、必ず上記の目的は達成されるはずである。

それでは、原子炉がスクラムしてしまった後のプラント状態を、通常の状態（一般的には温態停止状態）に復旧するまでの操作（スクラム後処置）に関しては、何が要求されるのであろうか。

それは言うまでもなく、第一に船舶の運航上の安全確保のため、いったんスクラムにより失った推進力をより早く、しかも確実に再確保することであり、本船の場合には、蒸気源を切替えて補助ボイラによる推進に移行することである。出入港時や船舶の輻輳する狭水道通過時等でエンジンスタンバイ（主機の回転を低下させて全員配置につくこと）中は勿論のこと、大洋航海中であっても、気象、海象条件によっては、長時間の推進力の喪失が重大な船体事故につながることもある。

第二には、異常状態に至ったプラントの状態及びスクラムしたことで引き起こされた過渡状態を、出来るだけ早く、プラントが許容する範囲内（または制限値があればその範囲内）に抑制し、定常状態に収束させるという、言わば設備保全上の問題である。

5. 1 運転操作上の改善

スクラム後の処置は操作手順書（VOL III 通常運転要領 6. 原子炉スクラム）に定められ、これまでに経験したスクラムでは、その手順書にのっとった操作が行われたわけであるが、操作手順書は原則的な操作の順番が定められているに過ぎず、操作する時間的な管理までは行っていない。

ここでは、前述した二つの目的をより満足するために、安全性を損なう事なく達成可能な操作方法について検討を行うものである。具体的には、蒸気源切替までの時間を更に短縮する目的と、スクラム後の1次冷却水温度低下（降温率）を小さくする目的のための、安全で確実な方法につ

いての改善である。

当初、蒸気源をより早く切替える操作と、炉心の発生する崩壊熱を確実に除去する操作が、相反する操作と考えていた。しかし、第4章で述べたように、崩壊熱と消費蒸気量のバランスを考えれば、発生する崩壊熱を機器の運転継続により蒸気を消費するという積極的な手段に頼らなくても、安全に除去可能であることが判った。

また、第二の点、1次冷却水の温度をむやみに下げない方法としては、蒸気源切替をより迅速に行うことで達成されるであろう。

以上の観点からスクラム後の主な手動操作について、次の方法を改善する。

- (1) ESPの作動により補助発電機のACBが自動同期投入されたのを確認したならば、ただちに主発電機2台のACBをトリップさせる。……（操作手順書では、ガバナ操作による負荷移行を要求している。）
- (2) (1)に引き続き、直ちに主発電機原動機を制御室から停止する。……（従来どおりの操作。）
- (3) (2)に引き続き、直ちに機側で主給水ポンプを停止する（制御室からの遠隔停止設備は装備していない）と同時に、弁ST-014（原子炉系蒸気元弁）の閉弁操作を開始する。……（操作手順書では、蒸気発生器の水位を手動操作で、通常レベルに復旧する。）

以上の操作で、スクラム後約1分以内に主発電機原動機を停止し、約4分後には弁ST-014が全閉になり原子炉蒸気の消費を0にすることが出来る。

この間の蒸気消費量は、100%からのスクラムの場合でも約0.3t以内に収めることが可能であろう。その結果、1次冷却水温度は265℃前後までの低下にとどまると考えられる。

また、弁ST-014閉弁後、弁ST-057（補助蒸気系元弁）が全開となる（スクラム後）約7分には、主機の運転再開が可能となるであろう。

蒸気源切替時間の短縮及び1次冷却水温度の過度の低下を防止することが出来る他、提案する操作は従来の方法に比べ、発電機の負荷移行を行うためのガバナ操作が無くなること並びに蒸気発生器の水位制御を自動から手動へ切替えるためのマニュアルバランス操作及び給水制御弁の開度調整操作が無くなり、操作は全て「切る」、「止める」、「開ける」等の“単純”操作となる。操作の手順数が減るだけでなく、いわゆる調整操作（プロセス値を観察しながら人間に加減を要求する操作）が要らないため、緊急時にありがちなヒューマンエラーを防止する観点及び運転員の経験や技量に左右されないという点で優れていると思われる。

以下に、提案した操作の問題点を挙げる。

- (1) 負荷移行を行わずに主発電機のACBを切ることで、補助発電機原動機へ急激に負荷がかかる。

この点については、選択負荷遮断並びに主循環ポンプ及び1次冷却水ポンプが高速から低速へ切替わり、電力負荷は450kW程度に低下した後の操作であるため、エマージェンシーの操作としては特に問題は無いと思われる。ちなみに、定期検査（平成2年10月22日実施）の速度変動率試験において、No.1補助発電機に約450kWの負荷を瞬時に載せる試験を行っているが、この時は、61.7Hzだった電源周波数が瞬間的に59.6Hzに低下し、その後60.0Hzで整定するという結果を得ている。

- (2) スクラム後の過渡現象で生じたSGの水位低下を通常レベルに復旧する必要があるか。

重油等の火災を加熱源とするボイラと異なり、270℃前後の1次冷却水を加熱源とするSGでは、伝熱管の損傷を防ぐ目的での水位維持は必要ない。SGの水位は、崩壊熱を除去し得る程度（具体的にはスクラム設定値である12.5%程度）には維持した方が好ましいが、前述したとおり崩壊熱の積極的な方法による除去作業は、蒸気源切替後で十分なこと及び主給水ポンプ停止後も必要があれば待機中の補助給水ポンプが使用可能であることから、蒸気源切替前の主給水ポンプによる手動給水操作は必要ないと考える。

5.2 設備上の改善

ここで提案する設備上の改善を、現在の原子力船「むつ」に取入れることは、時間的、経済的その他諸般の事情で不可能と考えるが、原子力第2船を設計・建造する折には、是非考慮に入れるべき項目である。スクラム後処置に関する原子力船「むつ」の設備は、ESPの作動により補助発電機が起動して、同期投入されるまでが自動化されていて、それ以後の操作は運転員が状況を判断して（具体的には1次冷却水系統が保有する熱容量や炉心で発生する崩壊熱と消費される蒸気流量とのバランスで決まる1次冷却水の温度変化等）、手動で行うことを想定している。ところが、第4章で述べたように、種々の出力においてもスクラム直後の1次冷却水温度は一方的に低下する傾向を示し、従って、手動操作としては1次冷却水の温度が下がることを抑制する方向のみの操作、すなわち、早く蒸気源を切替えることを考えた操作をすれば良いことが判った。従って、スクラム直後においては、特に状況を判断してからではないと進められない操作は無く、むしろ定められたシーケンスで順番に行うことのみで、確実にしかも早く蒸気源を切替えられ、プラントを定常状態に復旧できる。このような判断を伴わない順次操作は自動シーケンス回路が最も得意とするところであり、また、信頼性も高い。

それでは、どこまでの手動操作を自動で行うようにすれば良いであろうか。スクラム後の主な手動操作は、

- ① 主発電機の負荷を補助発電機へ移行する
- ② 主発電機の負荷が適当に残っているタイミングで、主発電機のACBを断とする

- ③ 主発電機原動機を停止する
- ④ 主給水ポンプを停止する
- ⑤ 高圧給水加熱器の加熱蒸気を遮断する
- ⑥ 弁ST-014（原子炉系蒸気元弁）を閉弁する
- ⑦ 弁ST-057（補助蒸気系元弁）を開弁する

である。基本的には、①から⑦までの全ての操作を自動シーケンスへ組込んでも何ら支障は無いと思われる。ちなみに、現状の設備をここまでグレードアップするために必要な追加設備としては、

- (イ) 発電機の自動負荷分担装置
- (ロ) 主給水ポンプの遠隔停止装置
- (ハ) 高圧給水加熱器の加熱蒸気遠隔遮断設備

等の諸設備と、これらを管制するためのシーケンス回路が挙げられる。(イ)は現在、一般商船で広く普及している設備であり、(ロ)及び(ハ)は単純な電気回路と弁等の部品で構成可能であり、また、これらを制御するシーケンス回路は、現装のESP（非常給電指令装置）に追加可能であると思われる。

または、例えば①と②の操作までを自動化するだけでも、スクラム後の処置の中で、運転員が最も神経を使う部分が自動化され、運転員の負担は格段に低減することは間違いない。

後は、経済的なコストの問題だけであると考ええる。

ただし注意を要するのは、本章における改善提案は、試験で実施した手動スクラム（従って、プラントに異常状態は発生していない）後の経過観察を念頭に置いている。言うまでもなく、提案する操作がいかなるスクラムにおいても共通に適用され得るかどうかは、必須の検討事項である。

6. ま と め

スクラム後の機器の動作及び運転操作並びにプラントの挙動のように、極めて短期間のうちに進行する事象を把握する唯一の方法は、残された記録の整理と分析である。そしてこれら事象の推移の詳細な検討が、より適切な運転操作に結び付く場合もあり得るだろうし、更に、新たな発想をもってスクラム処置法に反映されるかもしれない。

本報告書では主要な運転パラメータの推移を、スクラム発生後0.1秒単位、1秒単位または分単位の過渡現象に着目して分析したつもりである。いくつかの興味ある発見や再確認した事項を挙げれば以下のとおりである。

- ③ 主発電機原動機を停止する
- ④ 主給水ポンプを停止する
- ⑤ 高圧給水加熱器の加熱蒸気を遮断する
- ⑥ 弁ST-014（原子炉系蒸気元弁）を閉弁する
- ⑦ 弁ST-057（補助蒸気系元弁）を開弁する

である。基本的には、①から⑦までの全ての操作を自動シーケンスへ組込んでも何ら支障は無いと思われる。ちなみに、現状の設備をここまでグレードアップするために必要な追加設備としては、

- (イ) 発電機の自動負荷分担装置
- (ロ) 主給水ポンプの遠隔停止装置
- (ハ) 高圧給水加熱器の加熱蒸気遠隔遮断設備

等の諸設備と、これらを管制するためのシーケンス回路が挙げられる。(イ)は現在、一般商船で広く普及している設備であり、(ロ)及び(ハ)は単純な電気回路と弁等の部品で構成可能であり、また、これらを制御するシーケンス回路は、現装のESP（非常給電指令装置）に追加可能であると思われる。

または、例えば①と②の操作までを自動化するだけでも、スクラム後の処置の中で、運転員が最も神経を使う部分が自動化され、運転員の負担は格段に低減することは間違いない。

後は、経済的なコストの問題だけであると考ええる。

ただし注意を要するのは、本章における改善提案は、試験で実施した手動スクラム（従って、プラントに異常状態は発生していない）後の経過観察を念頭に置いている。言うまでもなく、提案する操作がいかなるスクラムにおいても共通に適用され得るかどうかは、必須の検討事項である。

6. ま と め

スクラム後の機器の動作及び運転操作並びにプラントの挙動のように、極めて短期間のうちに進行する事象を把握する唯一の方法は、残された記録の整理と分析である。そしてこれら事象の推移の詳細な検討が、より適切な運転操作に結び付く場合もあり得るだろうし、更に、新たな発想をもってスクラム処置法に反映されるかもしれない。

本報告書では主要な運転パラメータの推移を、スクラム発生後0.1秒単位、1秒単位または分単位の過渡現象に着目して分析したつもりである。いくつかの興味ある発見や再確認した事項を挙げれば以下のとおりである。

- (1) スクラム後の1次冷却水の降温率の瞬時値は最大1000℃/hに達する。また、スクラム時の原子炉出力が大きければ降温率も大きい。
- (2) スクラム後の1次冷却水の降温率は2回の極大値を経て収束する。
- (3) スクラム後の1次冷却水の温度低下の大きさは、スクラム後の手動操作によるところが大きい。
- (4) スクラム後の1次冷却水の温度低下を防ぐ目的に崩壊熱の利用を期待すべきでない。
- (5) スクラム後直ちに主機タービンはトリップするが、主機入口の操縦弁が完全に閉まり、蒸気の流入が0になるのは約6秒後である。
- (6) スクラム後短期間の母線電力の変化パターンは、スクラム時の原子炉出力によらず一定である。
- (7) スクラム後の蒸気発生器への手動給水は、1次冷却水温度低下の追加原因となり、また、いたずらに蒸気源切替時間を引き伸ばすことになる。

更に、

- (1) スクラムのように短時間のうちに推移する機器の動作や運転操作を正確に記録するためには、筆記による以外に“ボイスレコーダ”的な補助手段を併用すべきであること。
- (2) スクラム後処置のうちの一部の手動操作の自動化が、安全確保と運転員の負担軽減の観点から有効であること。

を提案した。

原子力船の安全運航上及び原子炉プラントの設備保全上の観点から、スクラム発生後の処置の成否の鍵は、事象発生後数分以内にあると言って過言ではない。この間の運転操作の適否によっては、副次的災害の発生をもたらすことも有り得る。

運転員の責任は重大である。

幸い、「むつ」では数回のスクラムを経験し、スクラム後処置に関する“実戦”訓練を重ね、また、スクラム後のプラント挙動に関する膨大なデータも蓄積した。これらの経験とデータを整理し、今後の運転操作にフィードバックする責任を持つのは、「むつ」の運転員の一人として当然の義務である、と考える。

本報告書が上記目的の一部でも果たせれば幸せである。

謝 辞

冒頭で触れたとおり、本報告書は、原子力船技術部試験課所掌のデータ処理装置で収録したデータを使用している。同装置の使用に便宜を図って頂いた試験課の方々、特にデータの呼び出しに関し御助言を頂いた同課の京谷氏に感謝致します。

また、実験航海中の御多忙にもかかわらず、本報告書の査読に貴重な時間を割いて下さった本船渡辺機関長及び戸田一等機関士に感謝します。

参考文献

- 1) 中谷 博司 : 私信, “崩壊熱の算出” (1989. 7)

謝 辞

冒頭で触れたとおり、本報告書は、原子力船技術部試験課所掌のデータ処理装置で収録したデータを使用している。同装置の使用に便宜を図って頂いた試験課の方々、特にデータの呼び出しに関し御助言を頂いた同課の京谷氏に感謝致します。

また、実験航海中の御多忙にもかかわらず、本報告書の査読に貴重な時間を割いて下さった本船渡辺機関長及び戸田一等機関士に感謝します。

参考文献

- 1) 中谷 博司 : 私信, “崩壊熱の算出” (1989. 7)

表1 スクラム発生状況

発生日時	計画の有無	船の動向	原子炉出力		スクラム原因表示	スクラム発生の原因または目的	備考
			岸壁停泊	基底負荷			
H2. 4. 24 18時40分	計画スクラム	中	岸壁停泊	基底負荷	「MANUAL」	プラント動特性試験(基底負荷からのスクラム)	使用前検査
H2. 5. 28 16時35分	計画外スクラム	中	岸壁停泊	6%	「MC FLOW LOW」	主発ACBが誤投入されたため、一時的に母線電圧が低下し、1次冷却水ポンプが停止した	洋上試験準備運転中
H2. 7. 7 12時30分	計画スクラム	中	岸壁停泊	3%	「MANUAL」	主発ACB投入回路改造後のスクラムシケケンスの作動確認のため	
H2. 7. 25 14時14分	計画外スクラム	約160rpmで航海中		70%	「MC TEMP. HIGH」	A2盤指示切替スイッチの2点同時操作により誤信号で、高温スクラム設定値が一時的に低下しスクラム発信した	「一次系ヒートバランス測定試験」実施中
H2. 9. 28 14時15分	計画スクラム	約155rpmで航海中		70%	「MANUAL」	プラント動特性試験(原子炉出力70%からのスクラム)	使用前検査
H2. 10. 8 17時30分	計画スクラム	約190rpmで航海中		100%	「MANUAL」	プラント動特性試験(原子炉出力100%からのスクラム)	使用前検査
H2. 12. 12 12時30分	計画スクラム	約100rpmで航海中		57%	「MANUAL」	補助動力切替試験	洋上試験運転

表2 原子炉スクラム作動条件
 “原子力船「むつ」運転管理要綱”より抜粋

スクラム信号の種類	設定値	設定器	スクラムに要する検出器の数	
中間領域起動率 (高)	5 D. P. M	NI-4 (NM 211) NI-5 (NM 211)	1/2	**
出力領域出力 (高)	START モード 25 % RUN モード 115 % 単ループ運転 60 %	NI-7 (NM 211) NI-8 (NM 211) NI-9 (NM 211) NI-10 (NM 211)	2/4	
一次冷却水圧力 (低) (低圧スクラム)	$P_{sc} \geq P$ (測定値) 注) P_{sc} については 別図 1 による。	PC MC-1A PC MC-1B	1/2	*
一次冷却水温度 (高) (高温スクラム)	$T_{sc} \leq T_c^*$ (測定値) 注) T_{sc} については 別図 2 による。	TC MC-5A TC MC-5B	1/2	*
非常用炉心冷却 設備 (動作)	別表第11による。			
加圧器水位 (高)	80 %	LC MC-26A LC MC-27A	2/2	*
一次冷却水流量 (低)	測定範囲の72 % 両ループの一次冷却水流量 (低) 又は、両ループの高速側電源そ う失	FC MC-21 FC MC-23	2/2	*
	測定範囲の36 % No 1 ループについて、一次冷却 水流量 (低) 又は高速側・低速 側とも電源そう失、かつ、No 2 ループについて、一次冷却水流 量 (低) 又は高速側・低速側と も電源そう失	FC MC-21 FC MC-23	2/2	**
蒸気発生器水位 (低)	WIDE RANNGE 62.1 % NARROW RANNGE 12.5 %	LC ST-9 LC ST-10 LC ST-7 LC ST-8	1/2	*

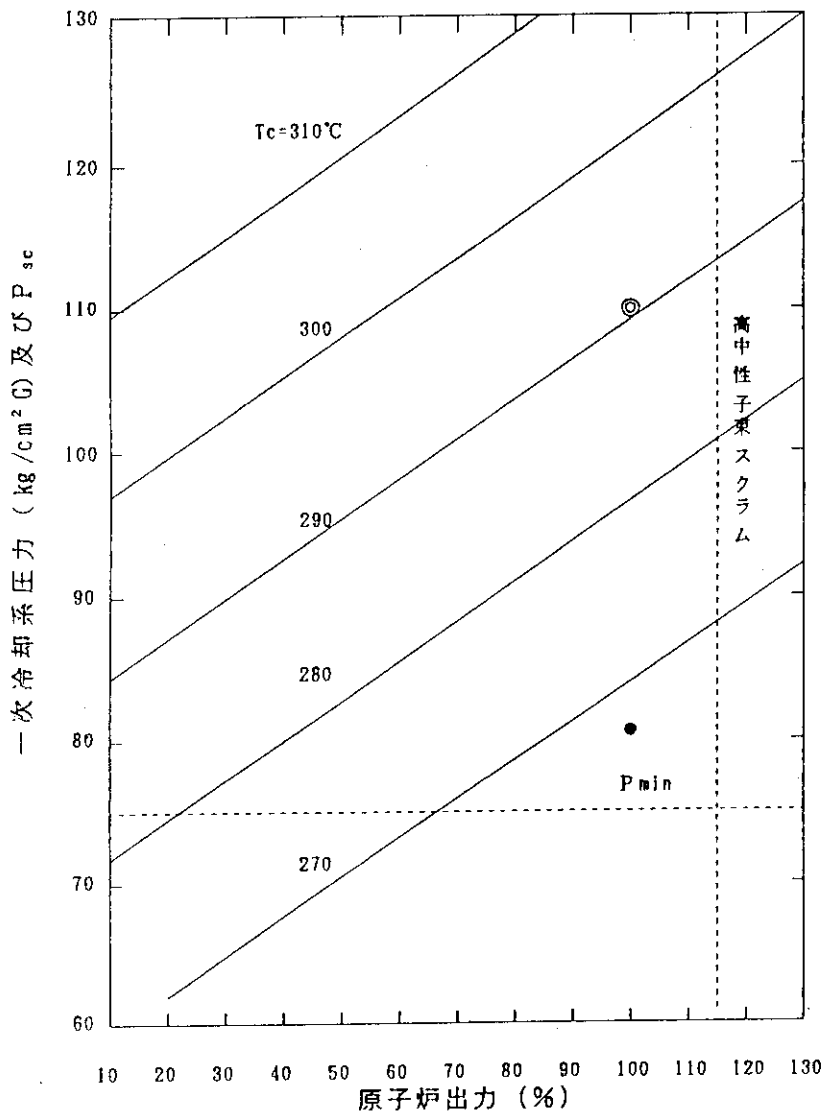
スクラム信号の種類	設定値	設定器	スクラムに要する検出器の数
制御棒 (落下)	1本下限位置	1-K4B~ 12-K4B	1/12
制御棒グループ内 位置差 (過大)	100mm	DCA CR-1/2 (G-1) DCA CR-3/4 (G-2) DCA CR-5/16 ~8/16 (G-3) DCA CR-9/17 ~12/17 (G-4)	1/10
船体傾斜 (過大)	60° (60秒以内)	傾斜計	2/3
制御棒駆動装置 封水戻り温度 (高)	90℃	TCA CM-13 ~24	1/12
手動スクラム	スクラムボタンを押したとき	中央制御盤 スクラムボタン 原子炉安全回路盤 スクラムボタン 操舵室非常制御盤 スクラムボタン	

*印 出力領域核計装及び蒸気と流量が同時に定格値の10%以下の場合にはブロックされる。
**印 出力領域核計装又は蒸気と流量が定格値の10%以上の場合にはブロックされる。

① $P_{sc} \geq P$

② $P_{sc} = \begin{cases} P_{sc}^* & (P_{sc}^* \geq P_{min}) \\ P_{min} & (P_{sc}^* < P_{min}) \end{cases}$

③
$$P_{sc}^* = K_1 \left\{ \frac{1}{1 + \tau_1 S} \left(1 + K \frac{\tau_2 S}{1 + \tau_2 S} \right) T_H - \frac{1}{1 + \tau_c S} T_c + 5 \right\} + K_2 \left\{ \frac{1}{1 + \tau_c S} T_c - 235 \right\} + 75 - K_4$$



T_c ; 炉心入口温度
 T_H ; 炉心出口温度
 $K_1 = 2.25 \text{ kg/cm}^2/\text{°C}$
 $K_2 = 1.26 \text{ kg/cm}^2/\text{°C}$
 $K_4 = 74.05 \text{ kg/cm}^2/\text{°C}$
 $K = 7.4$

cf-1 100%出力時通常時の炉心入口温度は●(267.35°C)となり、 P_{sc} は80.6kg/cm²GとなりMCループがこの圧力になるとスクラムする。

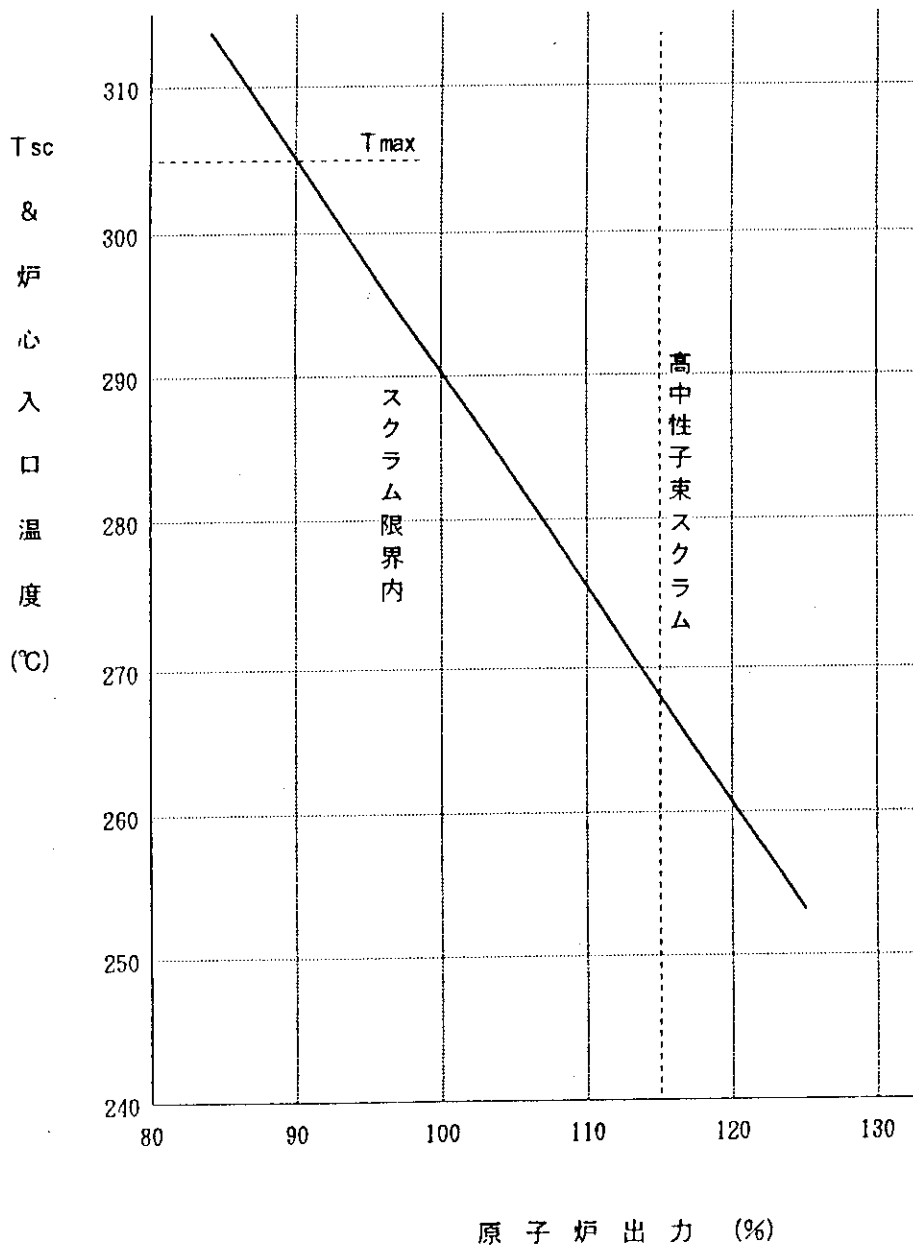
cf-2 100%出力時一次冷却水圧力が110kg/cm²Gであれば炉心入口温度が⊙(290.7°C)になるとスクラムする。

別図1 低圧スクラム

① $T_{sc} \leq T_c^*$

② $T_{sc} = \begin{cases} T_{sc}^* & (T_{sc}^* \leq T_{max}) \\ T_{max} & (T_{sc}^* > T_{max}) \end{cases}$

③ $T_{sc}^* = -K_s \left\{ \frac{1}{1+\tau_1 S} \left(1 + K \frac{\tau_2 S}{1+\tau_2 S} \right) T_H - \frac{1}{1+\tau_c S} T_c - 15 \right\} + K_a + 235$



$$T_c^* = \frac{1}{1+\tau_c S} T_c$$

- T_H : 炉心出口温度
- T_c : 炉心入口温度
- $K_s = 12.0 \text{ } ^\circ\text{C}/^\circ\text{C}$
- $K_a = 22.9 \text{ } ^\circ\text{C}$
- $K = 7.4$
- $T_{max} = 305 \text{ } ^\circ\text{C}$

別図2 高温スクラム

表3-(1) 平成2年4月24日 スクラム時運転記録
(機器名称統一等のための修正を除き原簿のとおり)

時刻	記 事
18時30分	原子炉スクラム試験開始
40分	原子炉手動スクラム
16秒	「ROD DROP SCRAM」表示灯点灯、ESP作動
40秒	Both MCP II→L 切替り、「MC FLOW LOW SCRAM」表示灯点灯
41分12秒	No. 2 補助発 ACB ON
41分34秒	No. 1 主発 ACB 手動トリップ
	No. 2 主発 ACB 手動トリップ
	No. 1 & No. 2 主発原動機手動遠隔トリップ
42分00秒	SG 水位制御系 AUTO→MAN
42分43秒	No. 1 SG 79% (上昇中)
43分15秒	ESP リセット、主配電盤復旧(選択負荷遮断NFBのリセット)開始
43分45秒	No. 2 SG 79%
44分24秒	No. 1 主給水ポンプ 手動トリップ(ポンプ入口蒸気弁閉操作)
44分48秒	ST-014 閉操作開始
45分12秒	No. 1 主給水ポンプ トリップ表示灯点灯
45分56秒	原子炉運転モードスイッチ "SHUT DOWN"
46分52秒	No. 1 補助発 ACB ON
	Tav 降下停止、加圧器レベル上昇開始
47分44秒	NIS 線源領域 HV 復旧
47分55秒	ST-014 全閉
48分30秒	非発原動機停止
49分16秒	補助発点火
50分17秒	No. 1 MCP L→H
	ST-001-1 「閉」から「開」操作
50分50秒	No. 2 MCP L→H 補助発負荷 840 kw
54分00秒	ST-057 開操作開始
55分11秒	ST-057 全開
	No. 1 & No. 2 主発増速開始
58分19秒	「VC タンク LOW LEVEL」警報発生
59分40秒	主発 1300 rpm
19時00分17秒	主発 1500 rpm
22秒	主発 1800 rpm
7分40秒	主発ガバナーテスト、No. 2 主発 周波数が立たない、ガバナー支点を再調整
	No. 2 主発 オーバースピードトリップ、No. 2 主発 PRE-EXCITE実施
17分30秒	No. 1 補助発→No. 1 主発 負荷移行
19分29秒	No. 1 補助発 ACB トリップ
20分00秒	No. 2 補助発→No. 2 主発 負荷移行
21分30秒	No. 2 補助発 ACB トリップ
27分44秒	No. 1 補助発原動機停止
28分23秒	No. 2 補助発原動機停止
28分50秒	作業終了
20時38分	原子炉スクラム試験終了

表3-(2) 平成2年5月28日 スクラム時運転記録
(機器名称統一等のための修正を除き原簿のとおり)

時刻	記 事
13時15分	原子炉運転開始、MCループ圧力 110.3 kgf/cm ² 、温度 233.8 ℃
14時00分	原子炉臨界
10分	MCループ核加熱開始、NIS-4出力 2×10^{-7} A、NIS-5出力 2.5×10^{-7} A
11分	NIS出力 1×10^{-6} A
28分	希釈送風機起動
30分	A2盤 TEST信号→NORMAL信号 切替
35分	VCタンク ベント開始 1.2 kgf/cm ² →
46分	No. 2 R-WAKE UP ポンプ起動
15時04分	制御棒操作切替 Gr2→Gr1、昇温率 23.6 ℃/h
11分	No. 2 補助給水ポンプ起動 SG給水
~12分	No. 1 SG 81%→82%
	No. 2 SG 67%→73%
19分	8.5 k、16 k 減圧弁(補助蒸気系) 並列使用確認
21分	33 K 蒸気系暖管開始
27分	制御棒操作切替 Gr1→Gr2、MCループ温度 268.4 ℃
35分	ST-122「開」、ST-123 下流ドレン弁よりドレン 主給水ポンプ排暖
42分	制御棒操作切替 Gr2→Gr1
45分	MCループ 定格温度・圧力到達
46分	ST-001-1 & ST-001-2 全開
48分	ST-251 微開、ST-011-1 & ST-011-2「開」
55分	ST-125 微開、制御棒操作切替 Gr1→Gr2
58分	VCタンク ベント終了 1.0 kgf/cm ²
16時00分	ST-124 作動確認(ST-125 30%→0%)、希釈送風機停止
~06分	
07分	ST-125 0%→10%→20%→30%→40%
17分	排気主管スピル先切替 崩壊熱コンデンサ→No. 1 補助コンデンサ
19分	補助缶ダンプ先切替 崩壊熱コンデンサ→大気放出
21分	No. 1 & No. 2 補助発起動
25分	No. 1 補助発 ACB ON
26分	No. 1 主発 ACB OFF
28分	No. 2 補助発 ACB ON
	No. 2 主発 ACB OFF
30分	原子炉運転モードスイッチ "RUN"
31分	「蒸気流量 10% BLOCK」スイッチ "NORMAL"
32分	ST-057 閉鎖
33分	ST-015 微開
34分	ST-125 50%→45%
35分	原子炉「MC FLOW LOW」スクラム
40分	ST-001-1 & ST-001-2「閉」 No. 2 補助給水ポンプ起動
41分	配電盤室(選択負荷遮断NFB)復旧完了
44分	ST-057 開、ALL HEATER ON
45分	VCタンク H ² チャージ開始
47分	選択負荷遮断NFB全て復旧、VCタンク H ² チャージ停止

表3-(3) 平成2年7月7日 スクラム時運転記録
(機器名称統一等のための修正を除き原簿のとおり)

時刻	記 事
12時14分	スクラム作動確認試験開始 初期条件確認 原子炉出力 3% / MCループ温度 274.7℃ / 圧力 109.6 kgf/cm ² ST-125 45.5% 開
15分~20分	No.2 補助給水ポンプ起動
16分~26分	「1次冷却水流量低」スクラム回路作動確認
27分~	スクラムシーケンスの作動確認
29分~	No.2 補助給水ポンプ起動
30分	<u>原子炉手動スクラム</u> ESP 作動、No.1 & No.2 補助発自動起動
16秒	MCP H→L
33秒	No.2 補助発ACB ON ST-125 閉
33分04秒	ESPリセット
34分	No.2 補助発ACB OFF スクラム点検表チェック開始
35分30秒	NIS 線源領域 HV 復旧、原子炉運転モードスイッチ "SHUT DOWN"
36分30秒	計装バッテリー充電、MCP リセット、中性子束記録計線源領域へ切替、Tav 272.5℃
37分~42分	配電盤室(選択負荷遮断)NFB復旧
42分	管理区域給気ファン 起動、Tav 272.7℃
44分	No.1 MCP L→H 315 A / 83.5% No.2 MCP L→H 310 A / 84%
46分	加圧器ヒータ ALL ON
46分~50分	No.2 補助給水ポンプ起動
49分	No.1 補助発停止、リセット・オート操作
50分	No.2 補助発停止、リセット・オート操作
51分	非発停止
53分	スクラム後処理復旧、スクラム作動確認試験終了

※ この時のスクラム試験は、蒸気源を補助蒸気系のまま実施したので、主発から補助発への電源切替操作を必要としなかった。

表3-(4) 平成2年7月25日 スクラム時運転記録
(機器名称統一等のための修正を除き原簿のとおり)

時刻	記事															
08時00分	当直交代 引継ぎ事項 <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 原子炉出力 70 % / MCループ圧力 109.4 kgf/cm² / No.1 ループ1次冷却水温度 273.0 ℃ / No.2 MCループ1次冷却水温度 272.7 ℃ / 主機H.N 7.9 / 主機回転数 171.8 rpm / 主機軸馬力 6440 PS / 主機高圧1段圧力 12.2 kgf/cm² / 主発負荷 490 kw × 2 / 造水量 7.3 t/4hr / 海水温度 28.1 ℃ </div>															
30分	主機タービン蒸気消費率測定試験開始															
32分	同上 試験終了															
12時00分	当直交代															
36分~40分	制御棒位置調整 <table style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th></th> <th>調整前</th> <th>調整後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CR-1</td> <td>584mm</td> <td>597mm</td> </tr> <tr> <td>CR-2</td> <td>593mm</td> <td>596mm</td> </tr> <tr> <td>CR-3</td> <td>600mm</td> <td>597mm</td> </tr> <tr> <td>CR-4</td> <td>600mm</td> <td>596mm</td> </tr> </tbody> </table>		調整前	調整後	CR-1	584mm	597mm	CR-2	593mm	596mm	CR-3	600mm	597mm	CR-4	600mm	596mm
	調整前	調整後														
CR-1	584mm	597mm														
CR-2	593mm	596mm														
CR-3	600mm	597mm														
CR-4	600mm	596mm														
13時02分	SGプロードダウン停止															
30分	一次系ヒートバランス測定試験開始															
48分~51分	R-WAKE UP ポンプ起動															
14時14分	原子炉「MC TEMP HIGH」スクラム															
17分	運転記録記載開始															
	「P'ZER LEVEL LOW」警報発信															
18分	原子炉運転モードスイッチ "SHUT DOWN"															
	Tav 下降傾向															
19分	No.2 主給水ポンプ停止															
	No.2 補助発 ACB ON															
19・3/4分	ST-014 閉操作開始															
20分	No.2 補助循環ポンプ起動 (50 A)															
21分	VCタンク圧力 0.85 kgf/cm ²															
22分	No.2 補助給水ポンプ起動															
	ST-014 全開															
	ST-271 「閉」															
23分	加圧器レベル 30%から上昇傾向															
	Tav 上昇開始 253 ℃															
	ST-057 開操作開始															
	補助缶点火 30 kgf/cm ² まで															
24分	NIS 線源領域 HV 復旧															
25分	ST-057 全開															
	No.2 補助給水ポンプ停止															
26分	非発停止															
27分	選択負荷遮断NFB復旧操作開始															
28分	同上 操作終了															
	海水サービスポンプ起動															
	海水サービスライン安全弁作動															
29分	管理区域給気ファン起動															
	計装バッテリー充電開始															

スクラム発生後確認アラーム

- 「MC TEMP HIGH SCRAM」
 - 「ROD DROP SCRAM」
 - 「MC FLOW LOW SCRAM」
 - 「SUR HIGH ROD STOP」
 - 「START UP INTERLOCK ROD STOP」
 - 「P'ZER LEVEL LOW」
 - 「P'ZER SURGE LINE TEMP LOW」
 - 「No.1 MC FLOW LOW」
 - 「No.2 MC FLOW LOW」
 - 「No.1 MC Tav LOW」
 - 「No.2 MC Tav LOW」
 - 「AUTO ROD LIMIT/AUTO PROG」
 - 「VENTILATION CONT. PANEL」異常
 - 「CHARG. W. TEMP LOW」

 - 「M/E TRIP」
 - 「No.1 MAIN GEN LO LOW PRESS」
 - 「No.1 AUX COND LOW VACUUM」
 - 「No.2 MAIN GEN LO LOW PRESS」
 - 「No.2 AUX COND LOW VACUUM」
 - 「E/R AFT BILGE HIGH LEVEL(P)」

 - 「CONT. AREA SUPPLY FAN」停止
 - 「No.2 AUX CIRC. PUMP」停止

時刻	記事
32分	VCタンク ガス張込み開始
36分	エンジンテレグラフ STOP DS/AII
39分	VCタンク ガス張込み停止 0.9 kgf/cm ²
43分	造水器手仕舞い開始 STOP Eng'、 No.1 補助発 320 kw No.2 補助発 370 kw
47分	DS/AII
48分	S/AII、II/AII
53分	F/AII
54分	高圧給水加熱器、暖缶ライン手仕舞い開始
55分	Run up/Eng'
56分	主給水ポンプ、造水器、高圧給水加熱器、暖缶ライン手仕舞い終了

表3-(5) 平成2年9月28日 スクラム時運転記録
(機器名称統一等のための修正を除き原簿のとおり)

時刻	記 事
11時47分	原子炉出力上昇 48%→70%
13時42分	原子炉スクラム試験開始
14時15分	原子炉手動スクラム 全制御棒挿入確認
16秒	No.1 補助発自動起動
22秒	MCポンプ H→L
29秒	No.2 補助発自動起動、 No.2 補助発 ACB ON
45秒	No.1 主発 ACB OFF
16分	No.2 主発 ACB OFF
26秒	ST-014 閉操作開始
30秒	No.1 補助発 ACB ON
36秒	補助発並列運転
17分	主機入口ドレン弁 ST-027「開」
30秒	NIS 線源領域 HV 復旧
18分	ESP リセット 「P'ZER LOW LEVEL」警報発生
19分	エンジンテレグラフ STOP ST-014 全閉、 ST-057 開操作開始
20分	原子炉運転モードスイッチ "SHUT DOWN" No.1 主給水ポンプトリップ、 残速 7 ノット バッテリーチャージ開始
21分	ST-057 全開、 SG レベル 74 % 造水器エジェクタ蒸気弁 ES-055 閉確認 Tav 回復、 M/E スクラムキャンセル
22分	ボイラ点火準備、 プリパージ、 VC タンク 0.9 kgf/cm ²
23分	「No.2 AUX COND LOW VACUUM」警報発生 選択負荷遮断 NFB リセット確認、 残速 4 ノット、 主機回転数 20 rpm
24分	ボイラ点火、 E/R メカベン ON
25分	非発停止、 雑用空気圧縮機 ON、 補助缶給水開始
27分	VC タンク 0.8 kgf/cm ²
29分	主給水ポンプ蒸気弁「閉」、 オートスピニング ON 確認
30分	No.1 & No.2 主発ターニング開始
33分	総合熱交復水出口弁 CW-007 絞る(補助コンデンサレベル低のため)
35分	「STEAM FLOW 10% BLOCK」スイッチ "BLOCK"
37分	スクラム関連復旧作業終了
38分	No.1 MC ポンプ L→H
39分	No.2 MC ポンプ L→H
55分	加圧器 ALL HEATER ON

表3-(6) 平成2年10月8日 スクラム時運転記録
(機器名称統一等のための修正を除き原簿のとおり)

時刻	記事
16時00分	当直交代 引継ぎ事項 原子炉出力 100 % / MCループ圧力 110.2 kgf/cm ² / No.1 ループ1次冷却水温度 273.3 ℃ / No.2 ループ1次冷却水温度 272.8 ℃ / 主機H.N=9.4 / 主機平均回転数 記載無し / HPタービン1段圧力 16.8 kgf/cm ² / 主機スラスト軸受温度 55.4 ℃ / K7出力 6.85 v / 主機馬力 9700 PS / 主復水器真空 722 mmHg / 海水温度 16.2 ℃ / 制御棒位置 CR1=641 mm CR2=657 mm CR3=650 mm CR4=650 mm / No.1 主発 510 kw / No.2 主発 480 kw 造水量 8.6 t/4hr / 送水先 No.1 上部蒸留水タンク その他引継ぎ 1. VC タンク H ₂ 張込み 1.0 → 1.24 kg/cm ² 2. 船体運動確認試験 1433 終了 3. 船体運動確認試験終了後、甲板送水停止 4. MGPS (E/R) 停止中 5. 非発バッテリーチャージ中 6. SW-415-1 1 回転開、現在 29 ℃ (CC 熱交出口)
11分	非発バッテリーチャージ停止
30分	薬注ポンプ停止
17時00分	NI-9 校正 制御棒操作 AUTO → MAN
02分	NI-10 校正
08分	NIS 校正終了 制御棒操作 MAN → AUTO
10分	原子炉スクラム試験開始
13分	変針(反転)
14分	デミネPdアラーム発生 加圧器リリーフタンク水位高アラーム発生(船体傾斜のため) 同アラーム直ちにリセット
16分	補助発、非発 AUTO 投入操作確認
19分	No.1 主発 480 kw No.2 主発 470 kw
17時30分	原子炉手動スクラム 制御棒全挿入確認 ESP 作動確認 主機トリップ確認 MCP H → L 切替り 主循環ポンプ H → L 切替り No.1 補助発 ACB 自動同期投入 No.1 主発 ACB 手動トリップ SG 水位制御系 AUTO → MAN SG 水位 75% まで給水 No.2 主発 ACB 手動トリップ No.1 & No.2 主発原動機手動遠隔トリップ No.1 主給水ポンプ手動トリップ No.2 補助発 ACB 手動投入 ST-014 「閉」
	スクラム発生後確認アラーム 「MANUAL SCRAM」 「ROD DROP SCRAM」 「MC FLOW LOW SCRAM」 「No.1 MC Tav LOW」(268.5 ℃) 「No.2 MC Tav LOW」(268.5 ℃) 「No.1 MC FLOW LOW」(74.4 %) 「No.2 MC FLOW LOW」(74.4 %) 「P'ZER LEVEL LOW」(35 %) 「MC PRESS LOW」(105 K) 「P'ZER PRESS LOW」(105 K) 「VENTILATION CONT. PANEL」異常 「CHARG. W. TEMP. LOW」(200 ℃) 「AUTO ROD LIMIT」 「P'ZER SURGE LINE TEMP. LOW」(265 ℃)

時刻	記 事
38分30秒	原子炉運転モードスイッチ "SHUT DOWN"
39分	主機操縦ハンドルストップ位置 ST-057「開」
40分	NIS 線源領域 HV 復旧
41分	ESP リセット 補助缶トリップ発生 造水装置停止
42分	選択負荷遮断 NFB リセット
44分	非発停止
45分	補助缶点火 No. 1 & No. 2 主発ターニング
46分	機関室、缶室復旧作業
47分	居住区、ポンプルーム復旧作業
48分	主機オートスピニングスイッチ ON
48分30秒	充放電盤スタート
49分	VC タンク H ₂ チャージ 0.82 K → No. 1.1 K (No. 1 H ₂ ボトル 130 K → 113 K)
30秒	S/B ENG'
50分	DS/AH ENG'
51分	暖缶ライン手仕舞い、補助缶 AUTO 投入 「INTER. RANGE SUR HIGH」(1.5 DPM) ロッドストップ警報発生
53分	H/AH ENG'
54分30秒	補助缶 No. 2 パーナ点火
55分	F/AH ENG' 「P'ZER LEVEL HIGH」(60%) 警報発生
18時02分	原子炉スクラム試験終了 加圧器ヒータ自動全投入 原子炉降温・降圧作業開始 (257 ℃、108.4 K) RING UP ENG'
	ST-125 10% 開 (作動確認)
02分40秒	ST-125 20% 開
03分	ST-125 36% 開
08分	SC ブローダウンライン手仕舞い
09分	加圧器ヒータ NOR 状態
10~16分	SG 給水 No. 1 SG 64% → 81% No. 2. SG 66% → 80%
11分	加圧器スプレー弁 MC-011-3 2% 開
14分	補助缶バーニングポンプ並列運転 No. 1 運転
15分	主スラスト軸受冷却水停止 主復水再循環弁バイパス弁 CW-135 2回転開
18分	No. 1 補助循環水ポンプ停止
19分	No. 1 & No. 2 補助復水ポンプ停止
23分	スクラム後復旧作業終了

表3-(7) 平成2年12月12日 スクラム時運転記録
(機器名称統一等のための修正を除き原簿のとおり)

時刻	記 事
11時44分	主機減速開始
48分	原子炉出力 80 %
50分	主機運転モード切替 抽気→無抽気
57分	原子炉出力 84 %
58分	主機減速再開
12時00分	原子炉出力 57 %
03分	主機回転数 100 rpm
13分	ST-122 開 ドレン切り
15分	補助動力源切替試験開始
16分	ST-124 作動確認 (ST-125 30 % 開試験)
~18分	
19分	No. 2 補助給水ポンプ LO プライミング終了
23分	SG プロダウン停止
30分	原子炉手動スクラム
03秒	制御棒下限位置表示灯点灯確認
10秒	ESP 作動確認
15秒	No. 1 & No. 2 補助発起動、非発起動
?秒	No. 1 補助発 ACB ON
30秒	MC ポンプ H→L、主循環ポンプ H→L
31分	No. 1 主発 ACB OFF、No. 2 主発 ACB OFF No. 1 & No. 2 主発原動機トリップ No. 2 主給水ポンプトリップ
32分	ST-014 閉操作開始、補助給水ラインラインアップ No. 2 補助発 ACB ON
33分	ESP リセット、No. 2 補助給水ポンプ起動 原子炉運転モードスイッチ "SHUT DOWN"
34分	Tav 264.5 ℃、補助缶点火準備
35分	ST-014 全閉、補助缶点火開始 補助コンデンサラインエゼクタ出口弁 1/2 閉
36分	ST-057 開操作開始、No. 2 補助給水ポンプ停止 選択負荷遮断NFBリセット操作開始
37分	ST-057 全開、補助缶点火、M/E 操縦ハンドル STOP
38分	選択負荷遮断NFBリセット操作完了、補助缶給水開始、Tav 264 ℃ M/E スクラムキャンセル操作
39分	NIS 線源領域 HV 復旧 選択負荷遮断機器復旧作業開始、E/R 通風機2台起動
40分	バッテリーチャージ開始、非発停止 居住区、ポンプルーム補機復旧作業開始
41分	補助缶燃焼制御自動投入
42分	S/B Eng'、DS/H Eng'
43分	居住区、ポンプルーム補機復旧作業終了
44分	S/H Eng'
45分	No. 2 主給水ポンプ給水出口弁 FE-001-2 閉、主給水ポンプ差圧発信器均圧操作 H/H Eng'、FDF L→H
46分	No. 2 パーナ点火、主機回転数 85 rpm

時刻	記 事
	F/H Eng'、主機回転数 95 rpm、バーニングポンプ2台運転
46分58秒	主機回転数 100 rpm 到達
48分	No.1 主発ターニング開始
	SA 盤スクラムブレーカ断表示灯フリッカーリセット
50分	速力整定
51分	ST-246、ES-055閉弁確認
52分	「P'ZER LEVEL HIGH」警報発生
54分	Tav 264.9 ℃
55分	補助動力源切替試験終了
13時10分	原子炉停止後点検、原子炉起動前点検開始
39分	MC ポンプ L→H
46分	加圧器 ALL HEATER ON
14時00分~01分	SG 給水
07分	「STEAM FLOW 10% BLOCK」スイッチ "BLOCK"
08分	原子炉停止後点検終了
16分	Gr-3、Gr-8ヒータを残してALL HEATER OFF
23分	原子炉起動前点検終了
24分	原子炉運転モードスイッチ "START"
	「START UP INTERLOCK」解除
25分	Gr-3 制御棒引抜き開始、原子炉運転開始

表4 運転記録一覧表

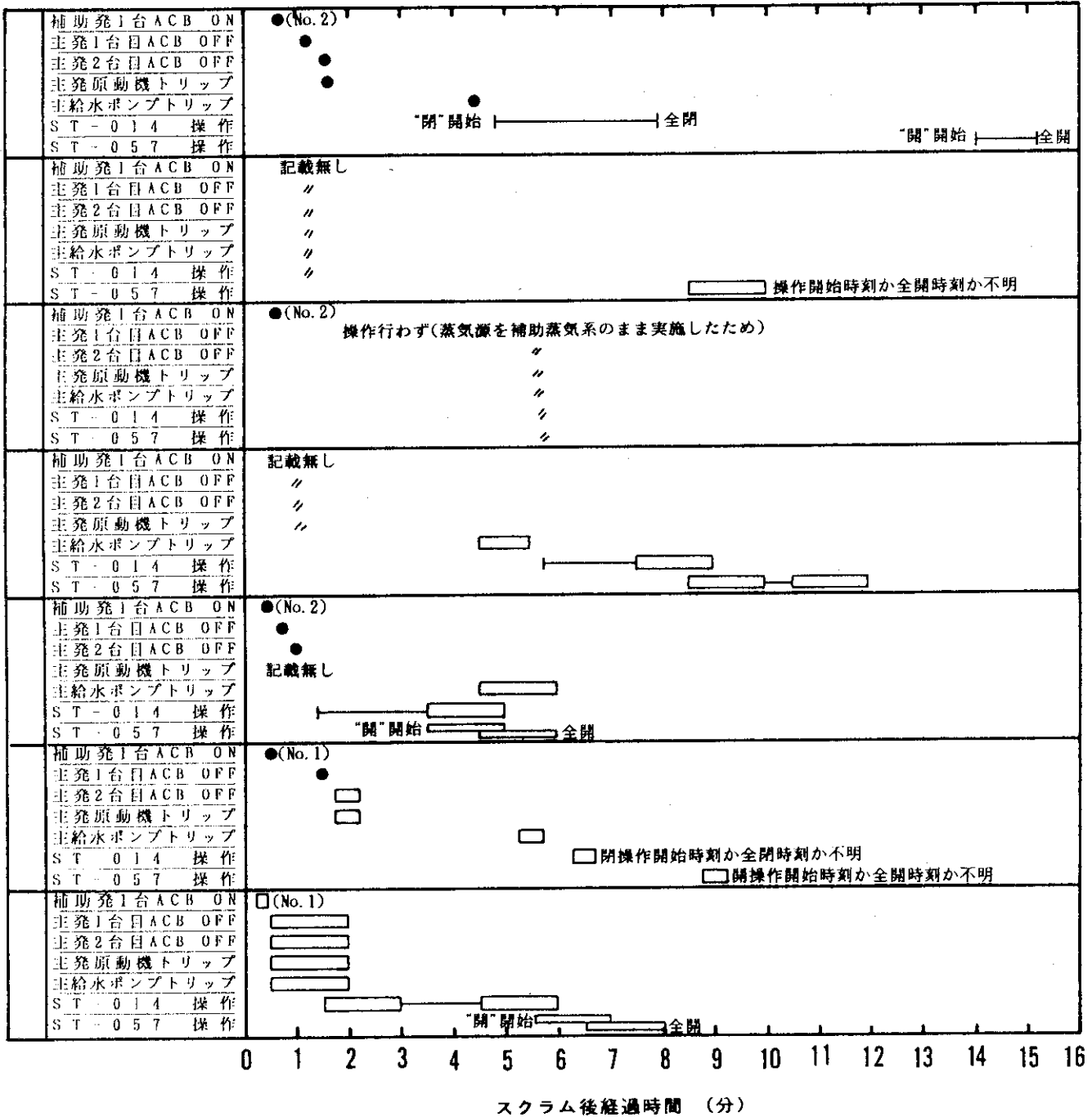


表5 スクラム後自動動作

スクラム後経過時間	機 器 動 作	表 示 灯	警 報
0秒	原子炉手動スクラム スクラムブレーカ 断 制御棒電磁クラッチ 断 主機トリップ 選択負荷遮断	「CONTROL ROD CLUTCH SOURCE」表示灯(G盤) 消灯 「CLUTCH POWER(DC)」表示灯(CR盤)消灯 主機「TRIP」表示灯 (G盤)点灯	「MANUAL」スクラム警報 主機トリップ警報 「VENTILATION CONT. PANEL」異常警報 (管理区域給気ファン 停止のため)
0.1秒	制御棒落下開始	No. 5~12制御棒上限表示灯(G, CR盤)消灯	
0.3秒	主機操縦弁閉弁動作開始		
0.5秒	原子炉出力10%以下		
0.9秒	全制御棒着底	全制御棒下限表示灯 (G, CR盤)点灯	「ROD DROP」スクラム警報
6.0秒	主機操縦弁全閉		
14.2秒	主循環ポンプ(高速)停止	(高速)運転表示灯消灯	
14.7秒	1次冷却水ポンプ 高速→低速 切替り	電源表示灯(G盤)切替り	「MC FLOW LOW」スクラム警報
15.5秒			「No. 1 MC FLOW LOW」 「No. 2 MC FLOW LOW」 警報
19.4秒	主循環ポンプ(低速)起		
21.0秒	動開始 主循環ポンプ(低速)起	(低速)運転表示灯点灯	
32秒	動完了 No. 1 補助発電機A C	A C B投入表示灯点灯	

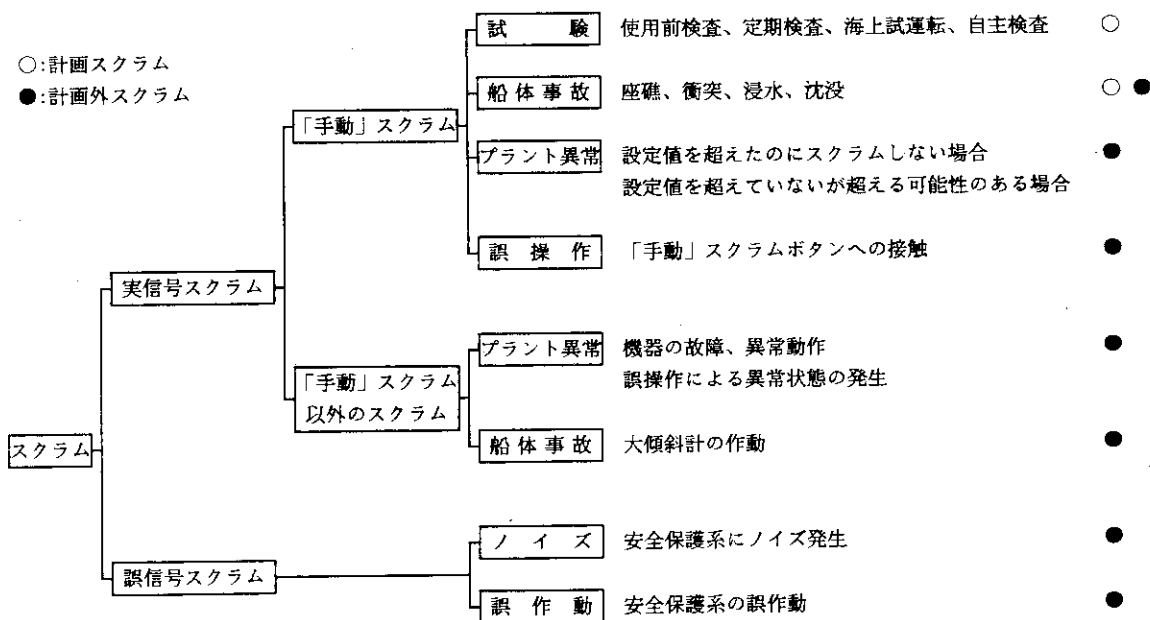


図1 スクラムの分類

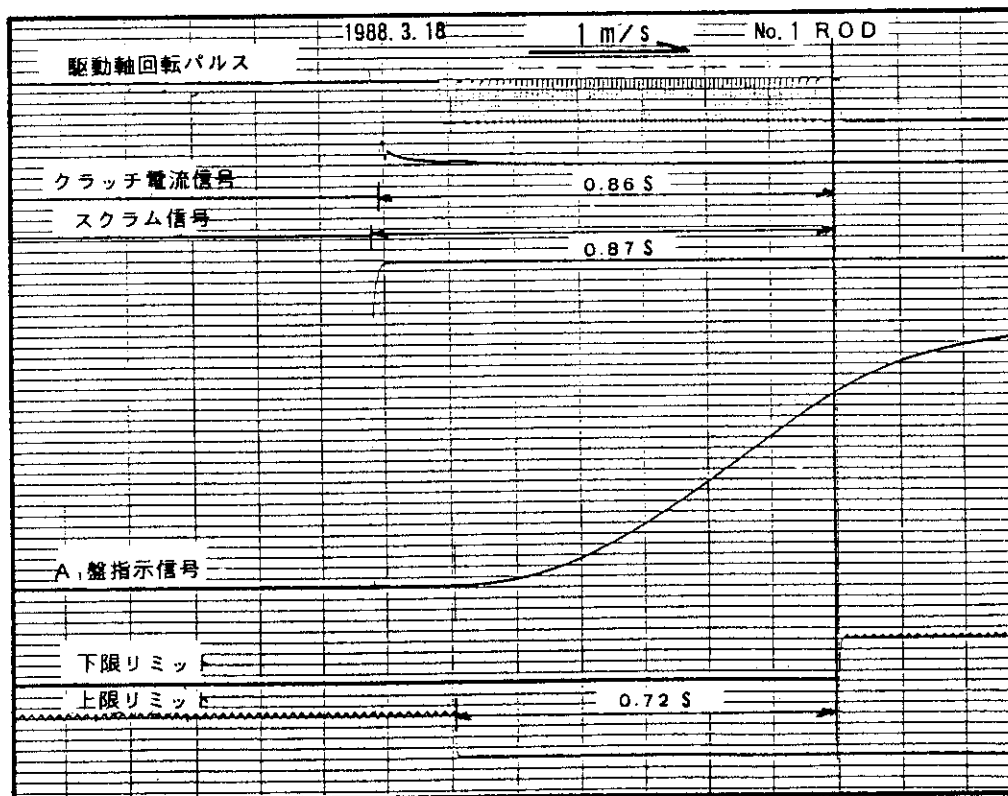


図2 スクラム後制御棒動作

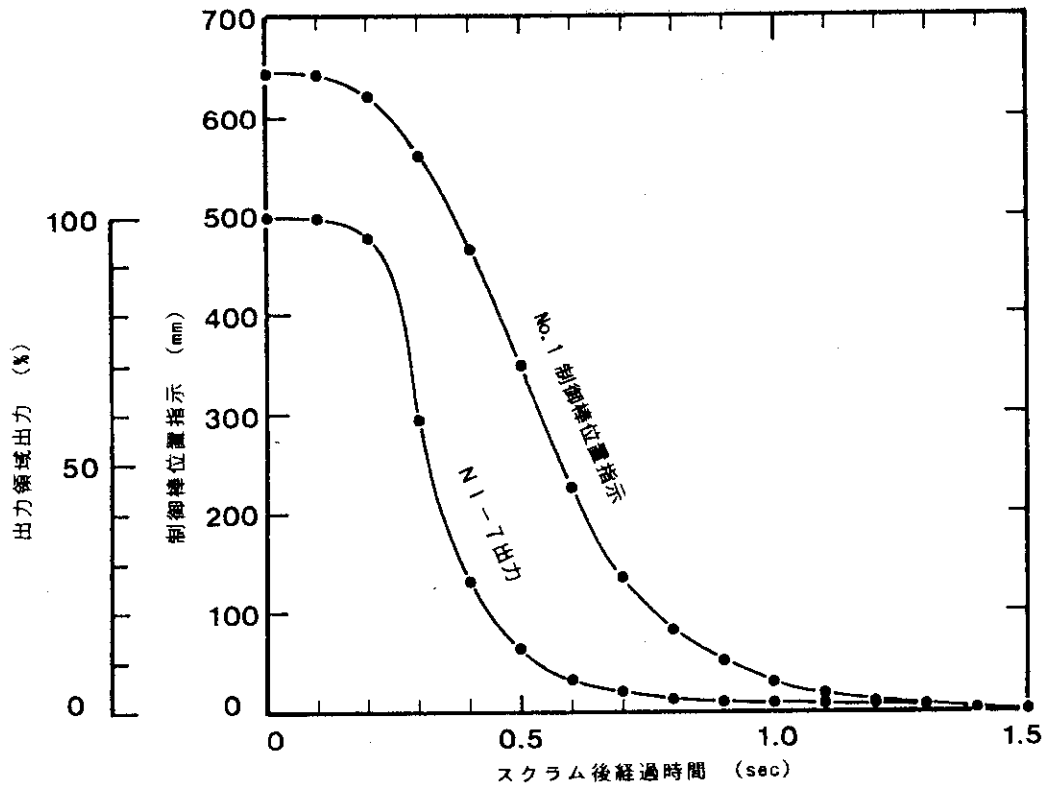


図3 出力領域中性子束と制御棒位置変化

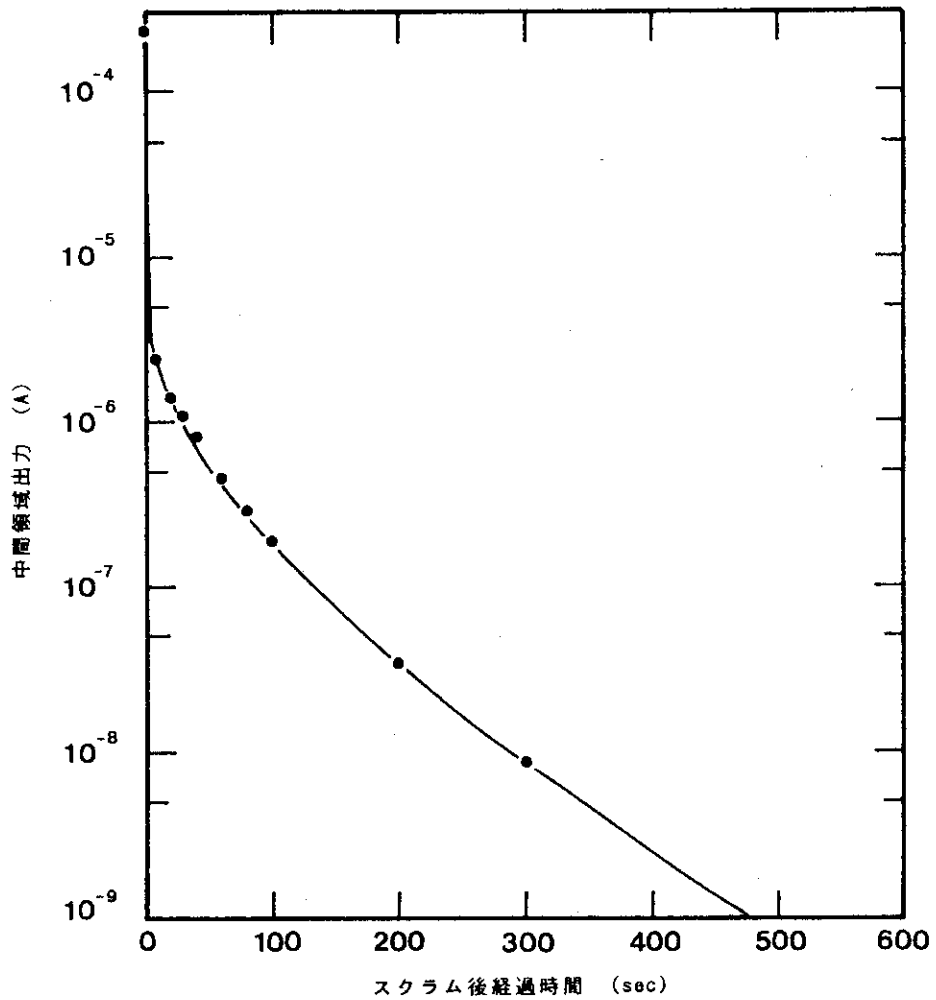


図4 中間領域中性子束変化

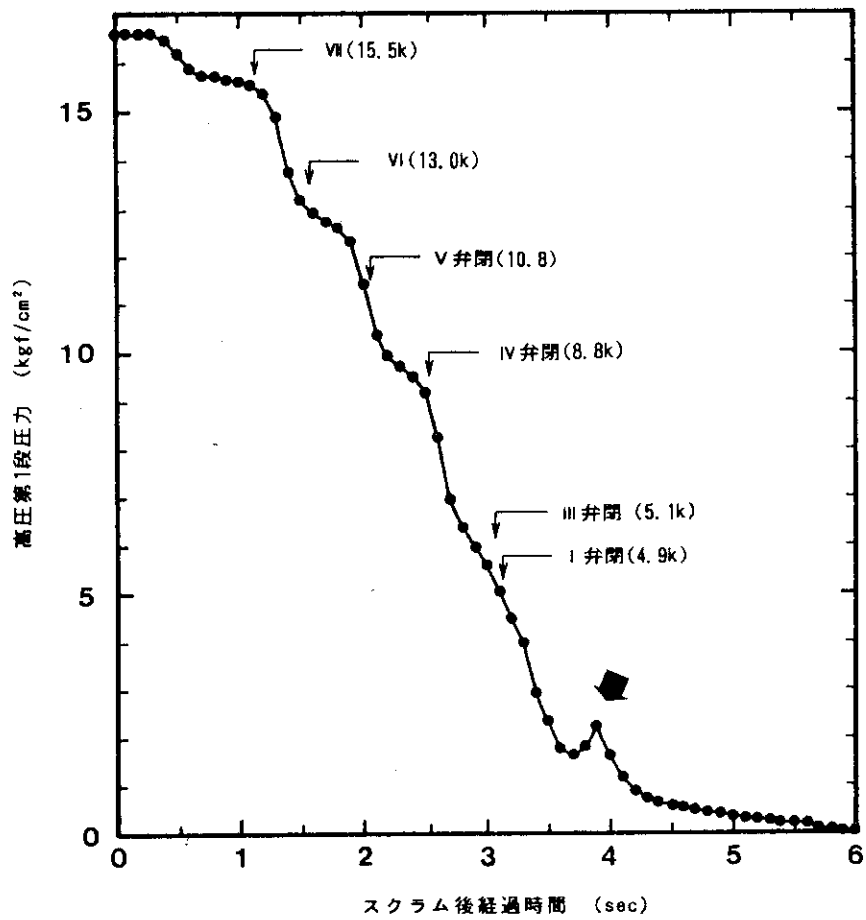


図5 主機タービン高圧1段圧力変化

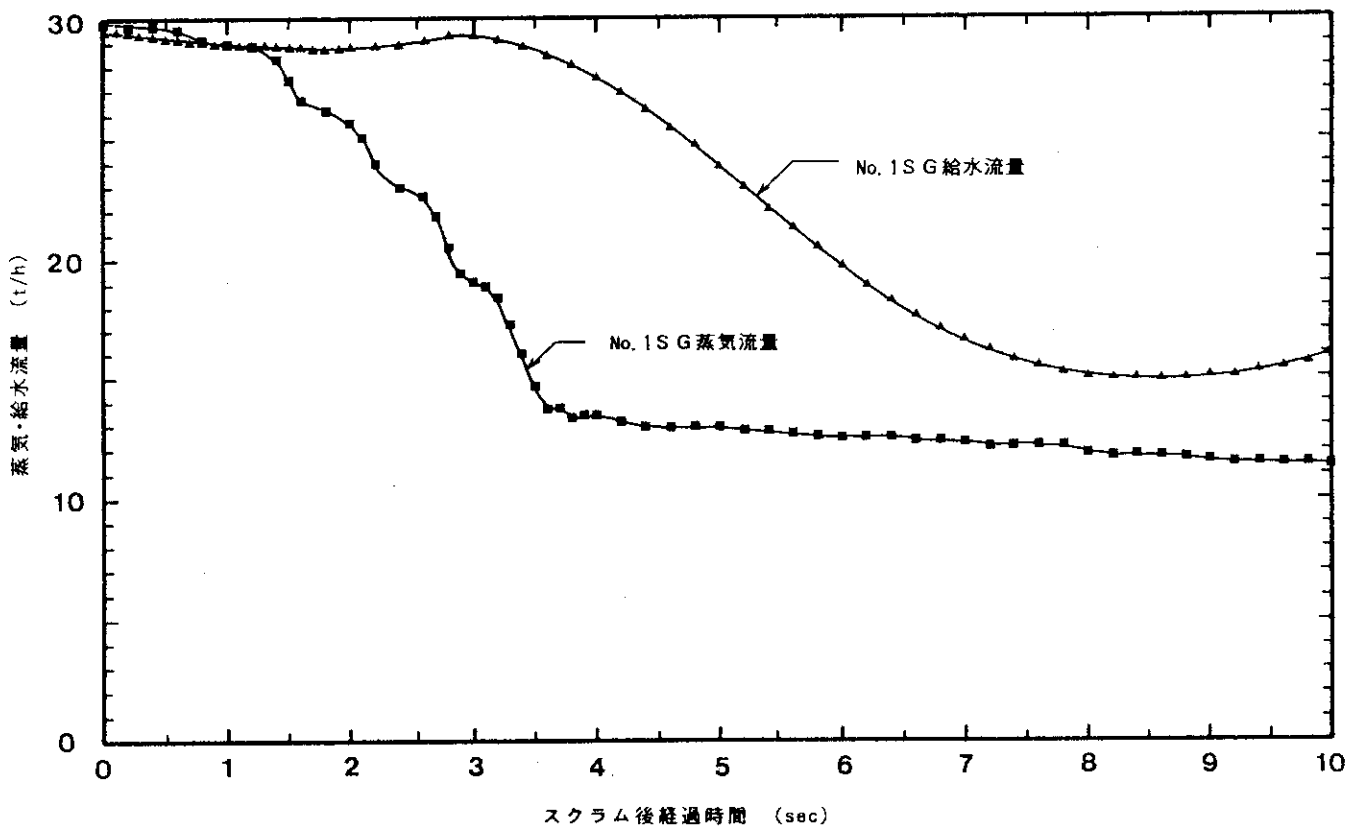


図6 No. 1 S G 蒸気流量と給水流量変化

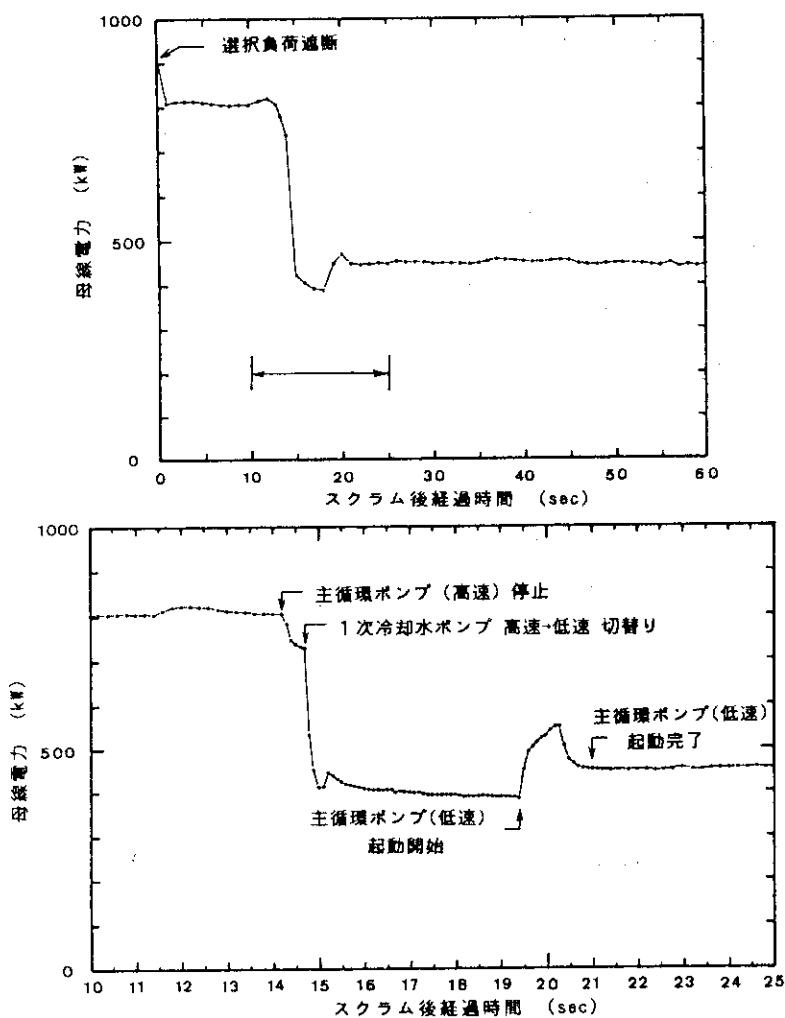


図7 母線電力変化 (下図は上図の10秒~25秒を拡大したもの)

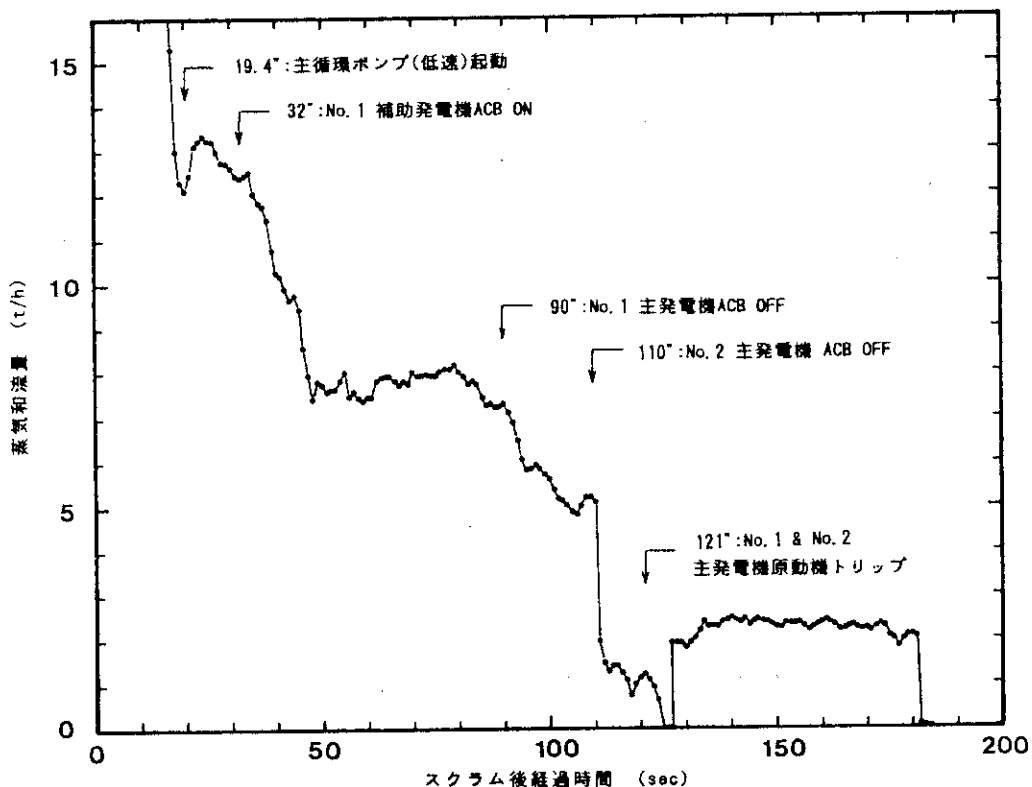


図8 蒸気と流量変化

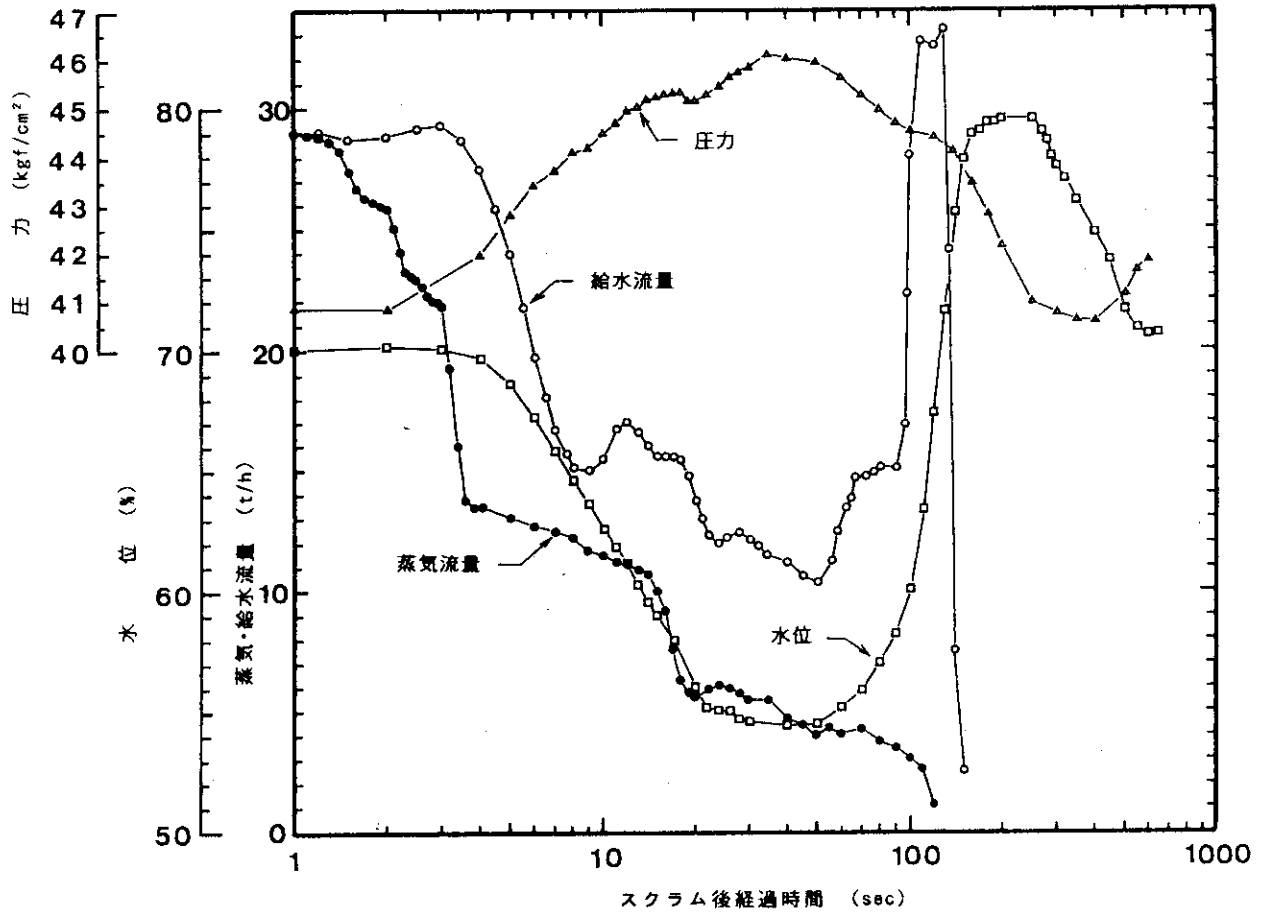


図9 No. 1 S G 各種パラメータ変化

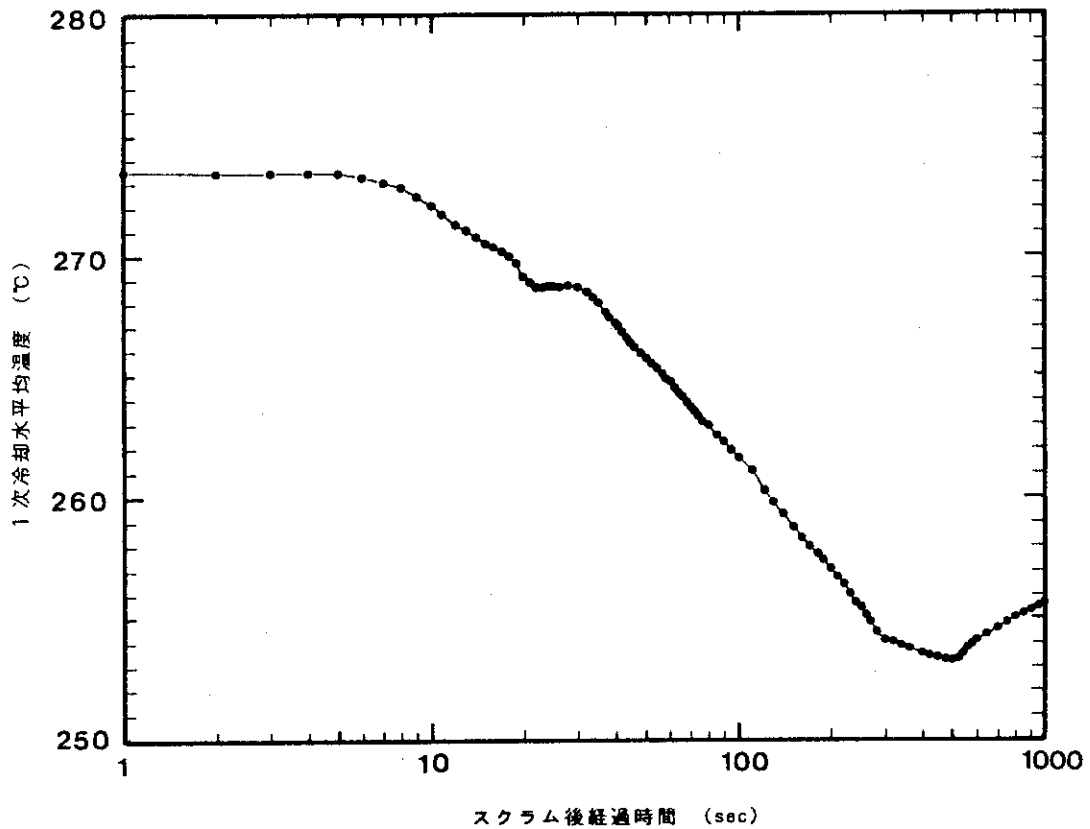


図10 1次冷却水平均温度変化

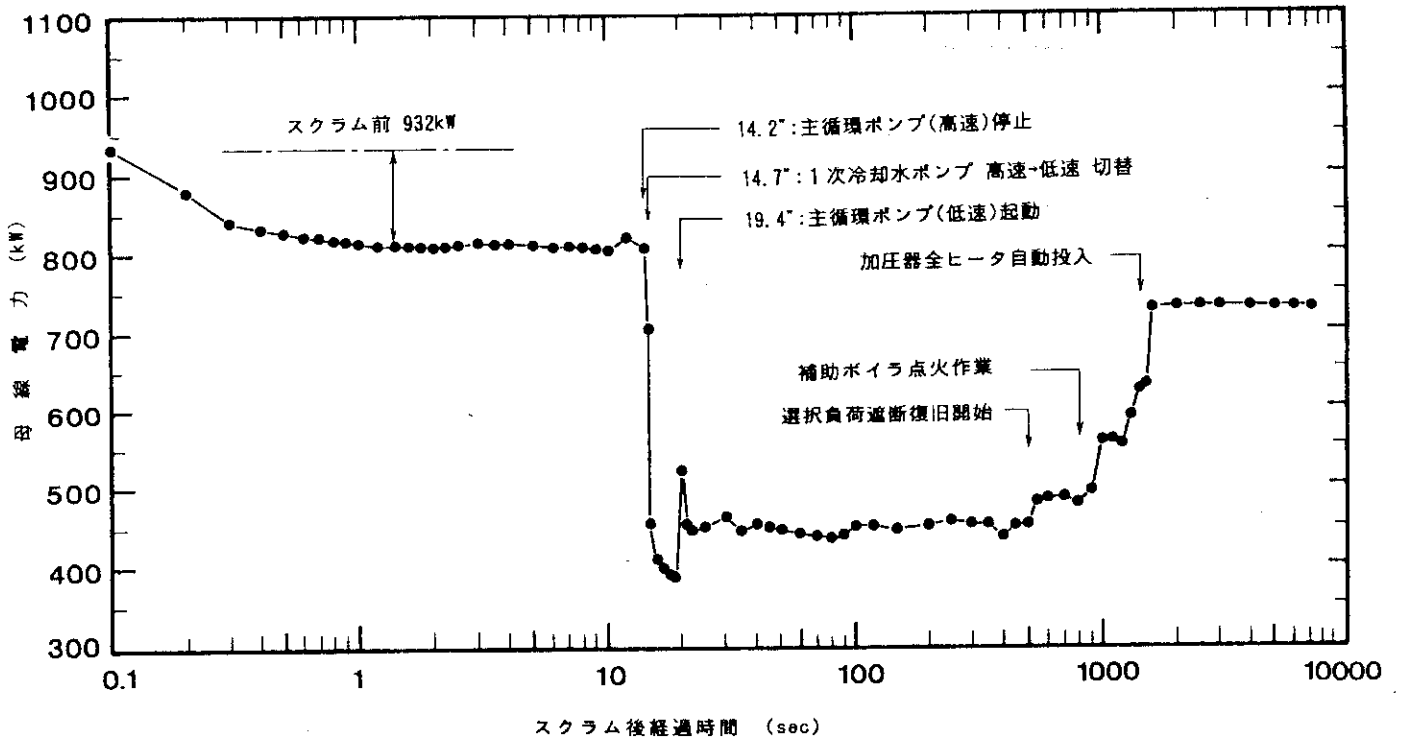


図11 長期間母線電力変化

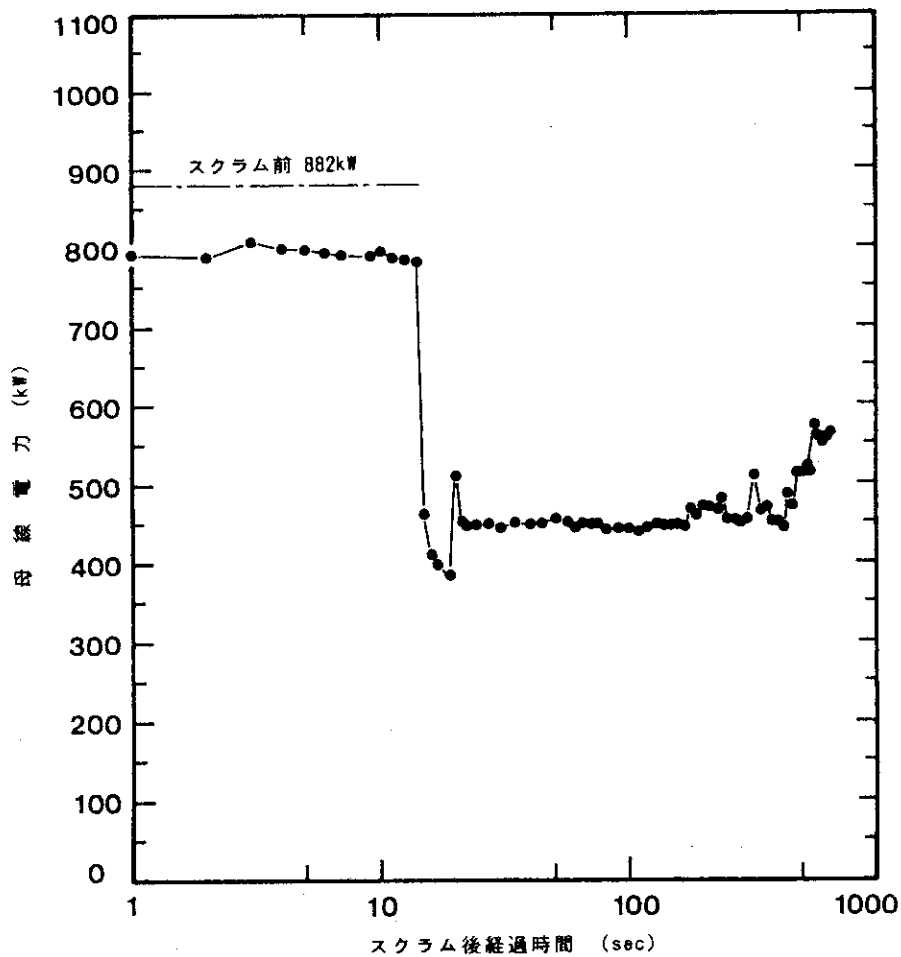


図12 母線電力変化 (57%スクラム時)

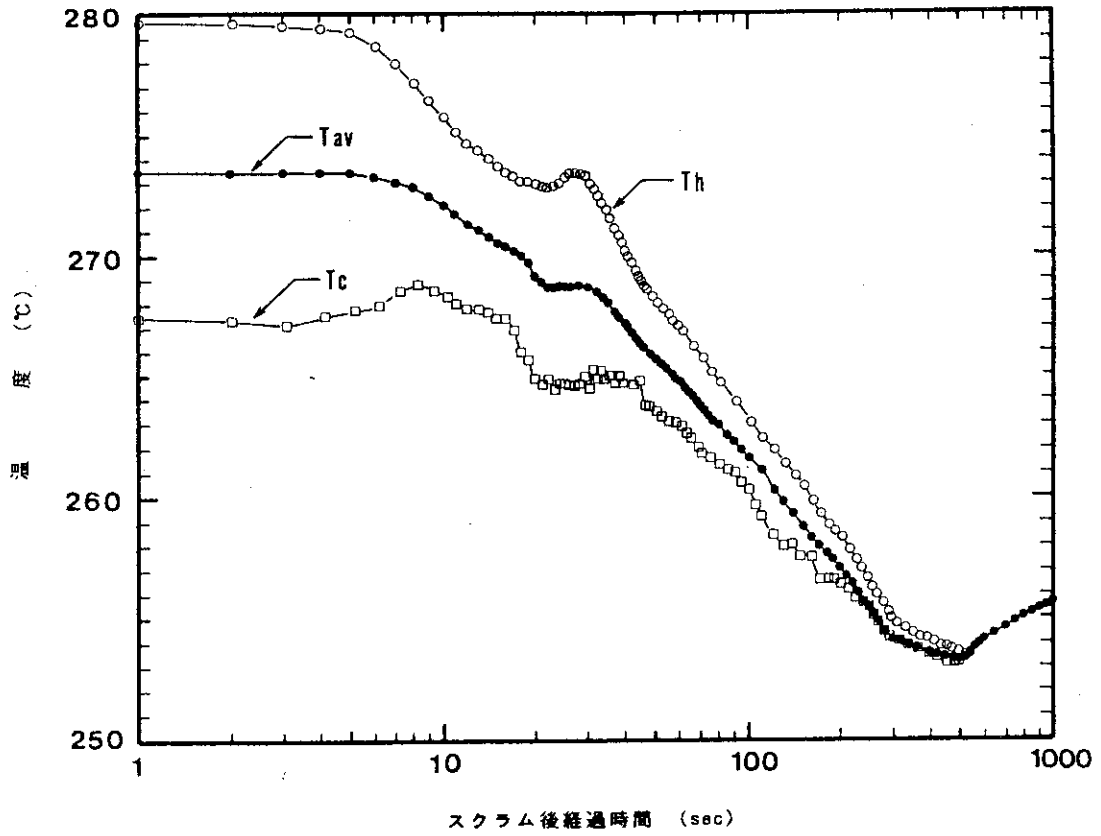


図13 1次冷却水平均温度, コールドレグ温度及びホットレグ温度変化(100%スクラム時)

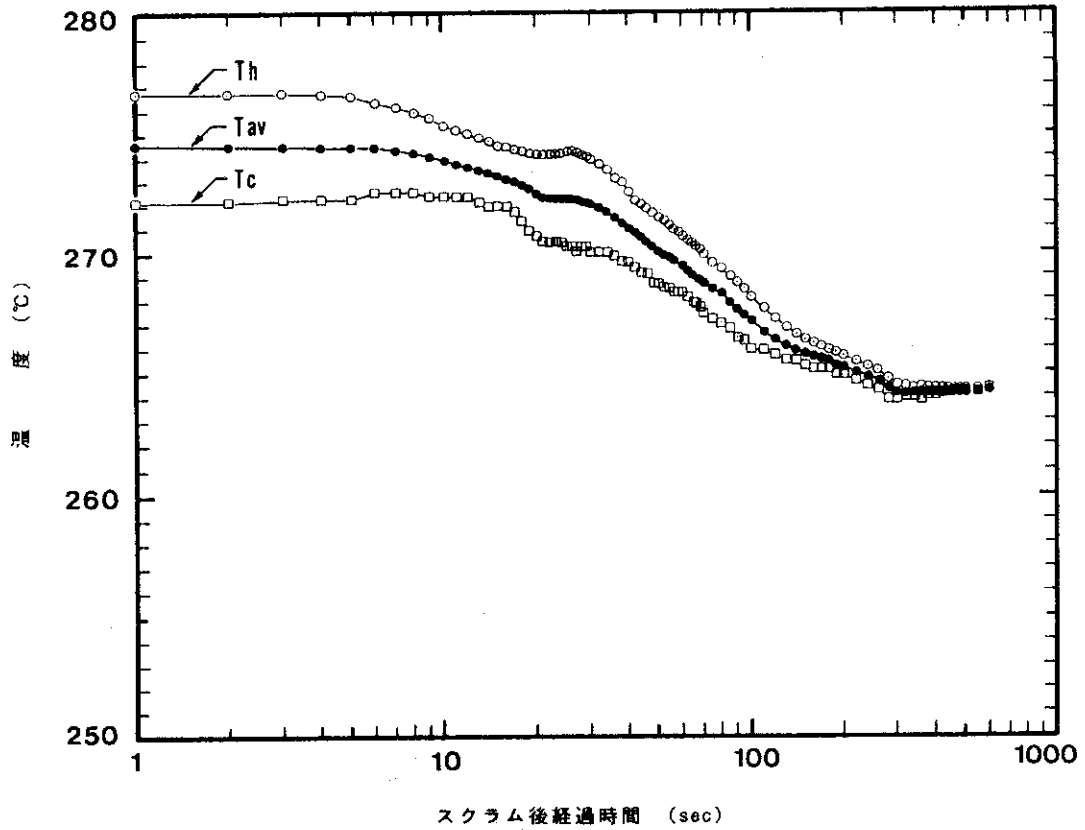


図14 1次冷却水平均温度, コールドレグ温度及びホットレグ温度変化(57%スクラム時)

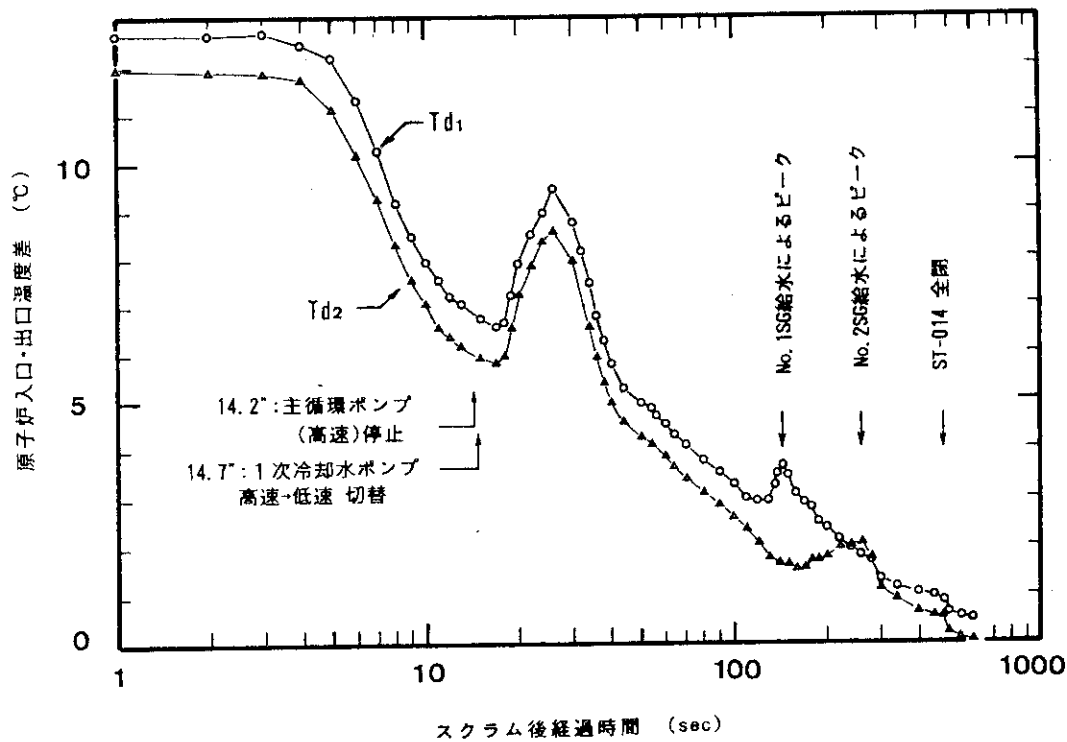


図15 原子炉入口・出口温度差変化 (100%スクラム時)

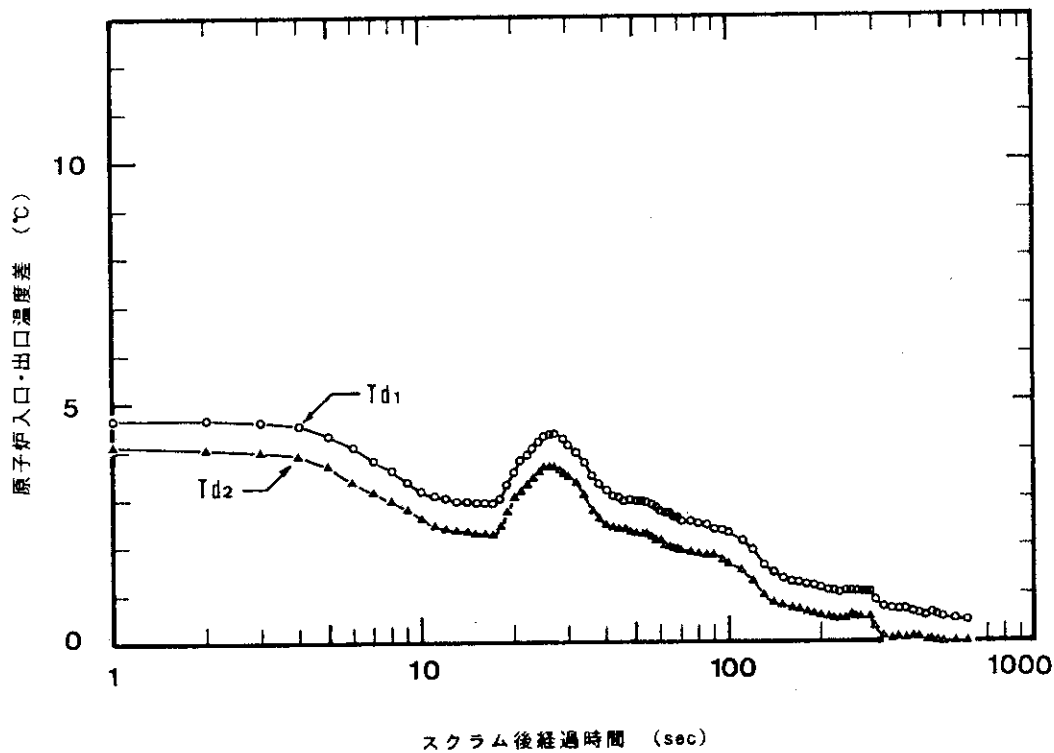


図16 原子炉入口・出口温度差変化 (57%スクラム時)

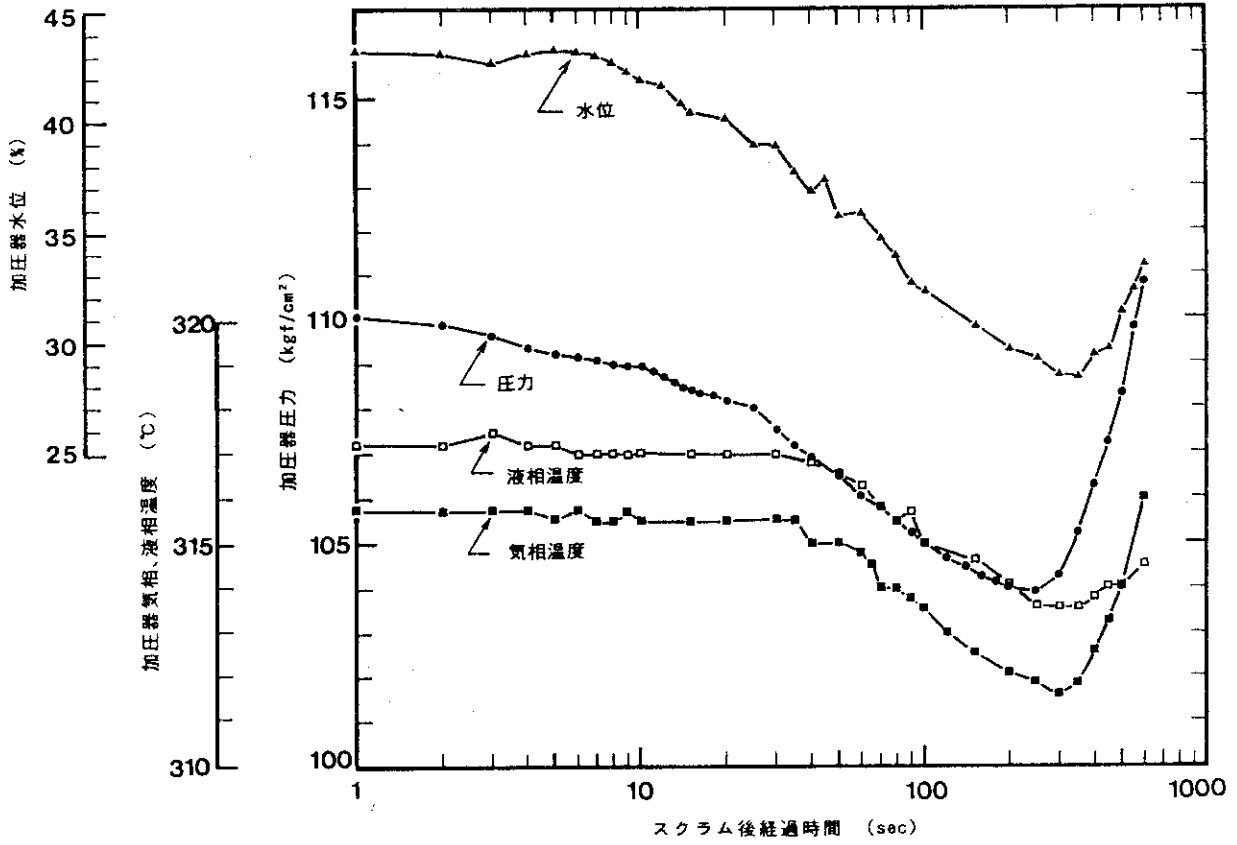


図17 加圧器水位，圧力及び温度変化（100%スクラム時）

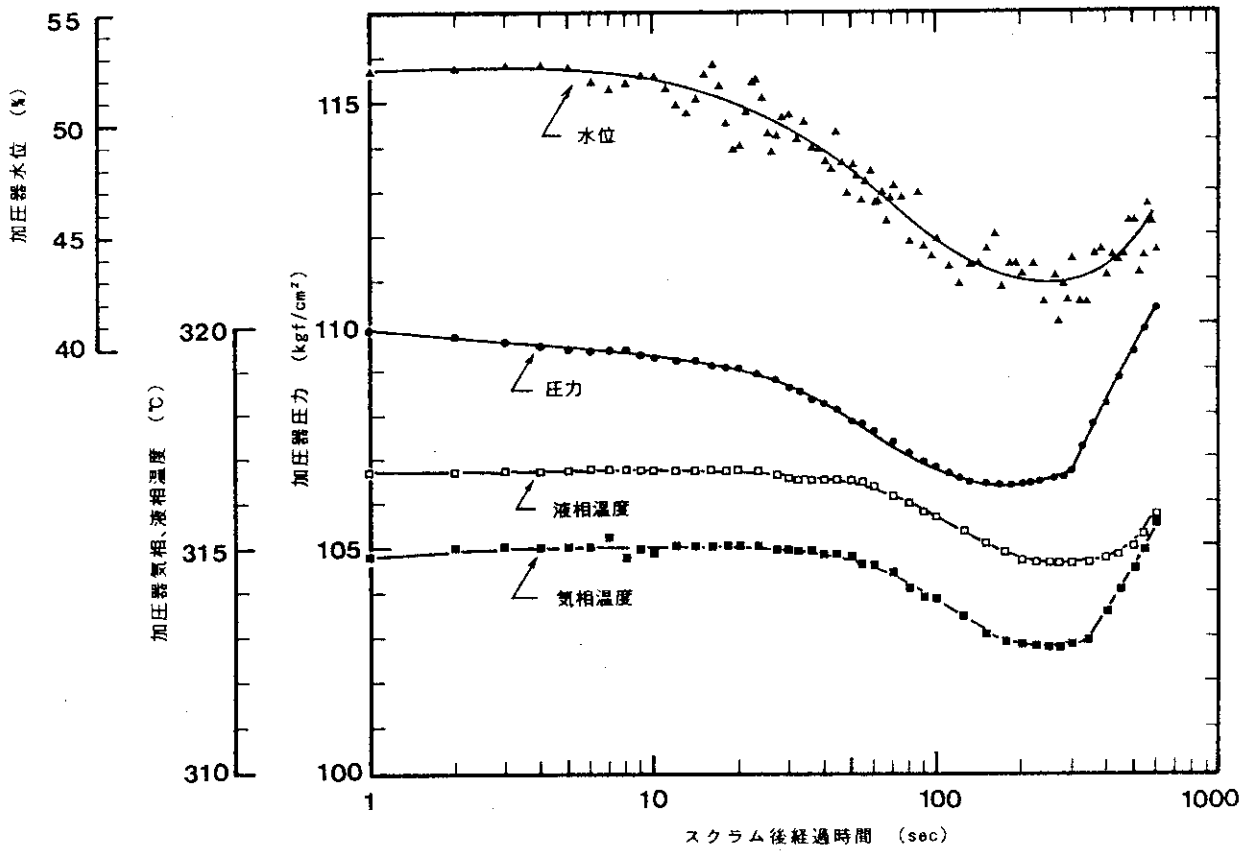


図18 加圧器水位，圧力及び温度変化（57%スクラム時）

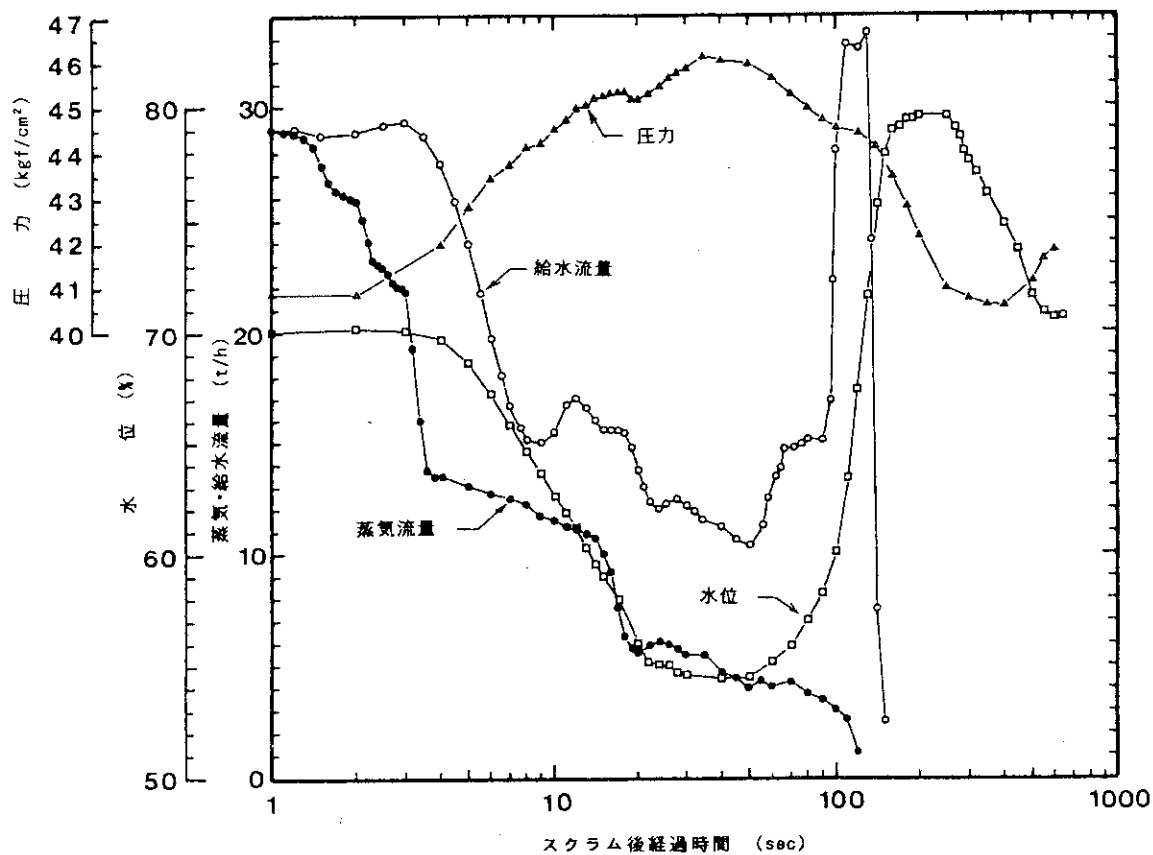


図19 No. 1 S G水位, 圧力及び蒸気・給水流量 (100%スクラム時, 図9の再掲)

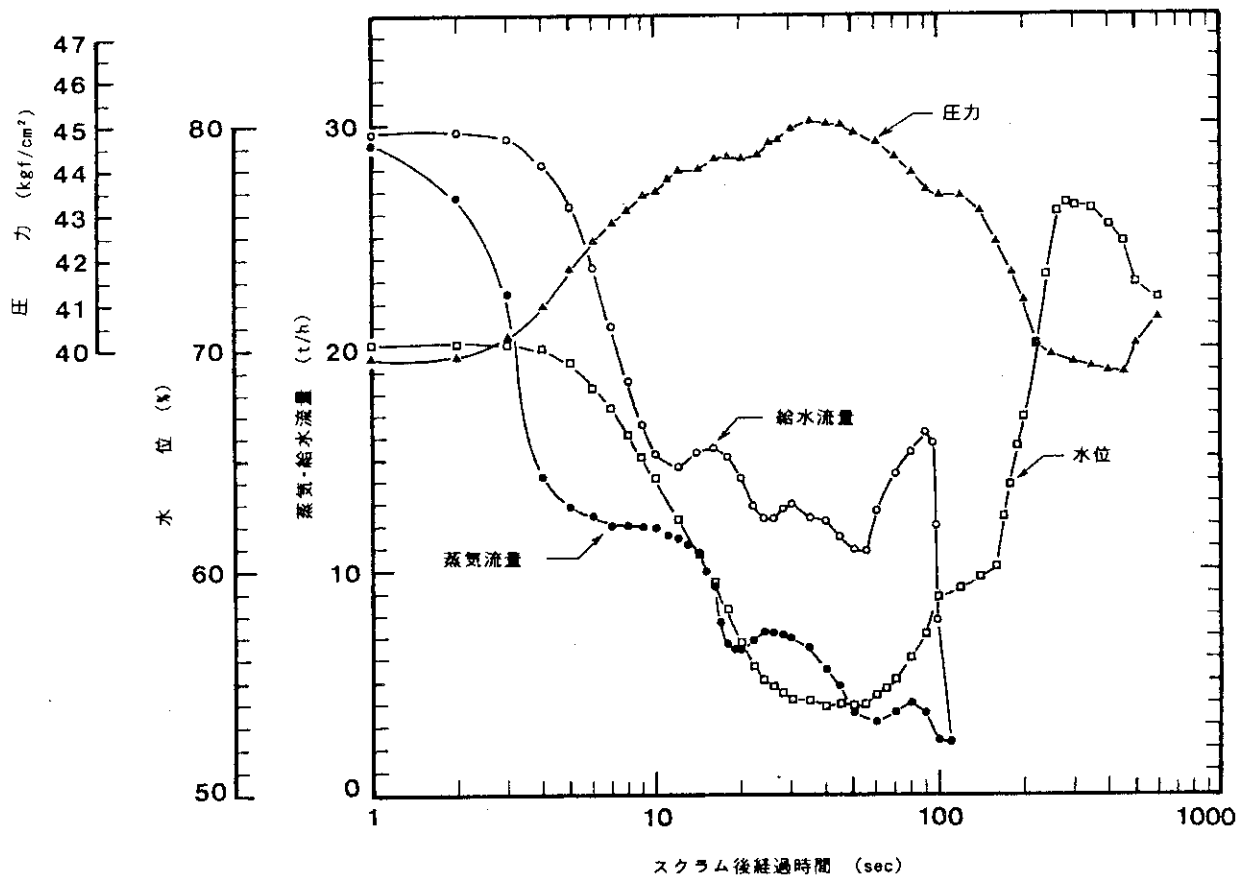


図20 No. 2 S G水位, 圧力及び蒸気・給水流量 (100%スクラム時)

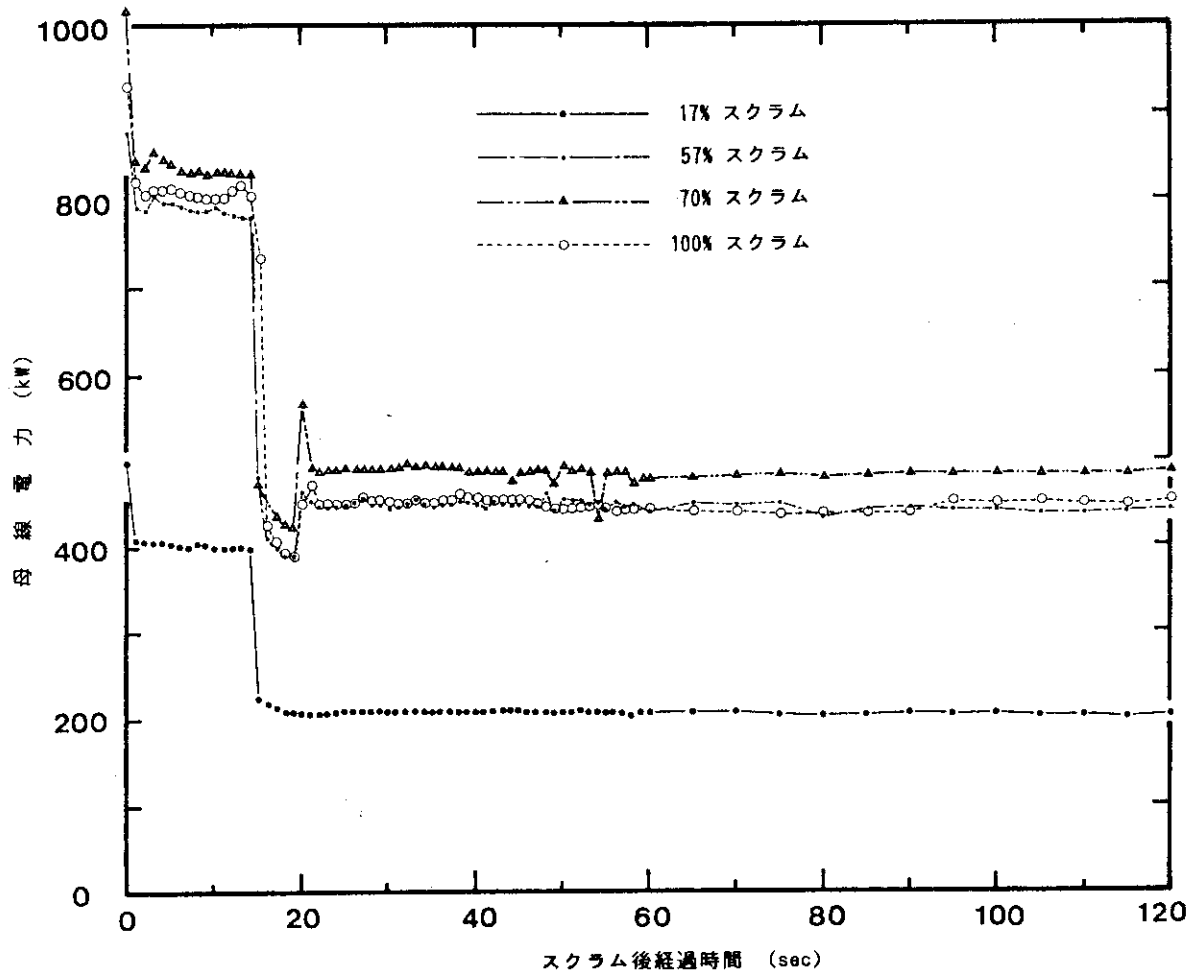


図21 母線電力変化の比較 (17%, 57%, 70%, 100%)

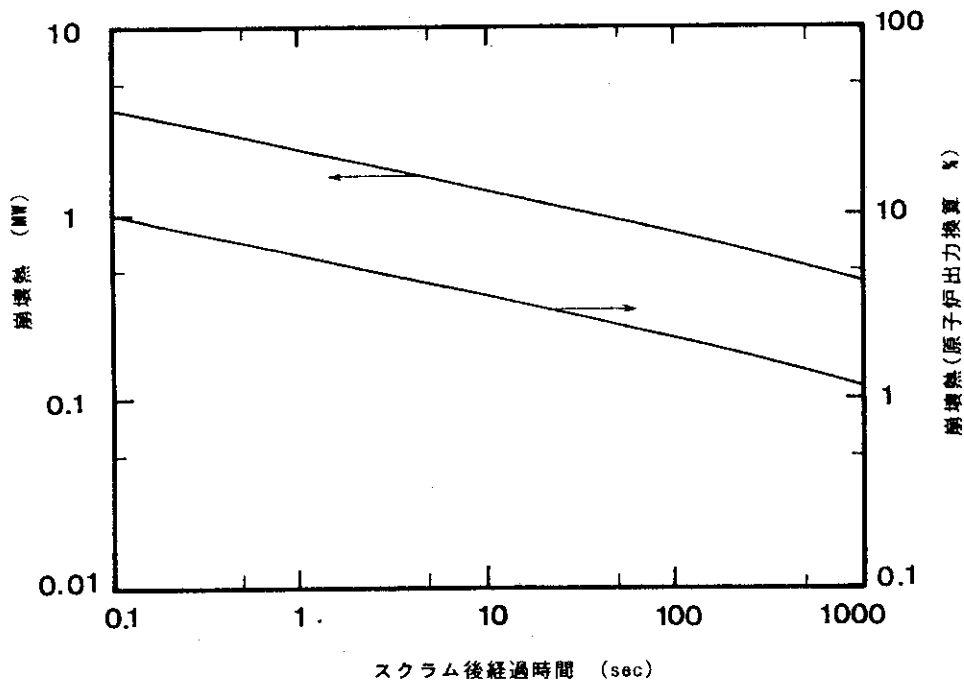


図22 原子炉停止後の崩壊熱の変化

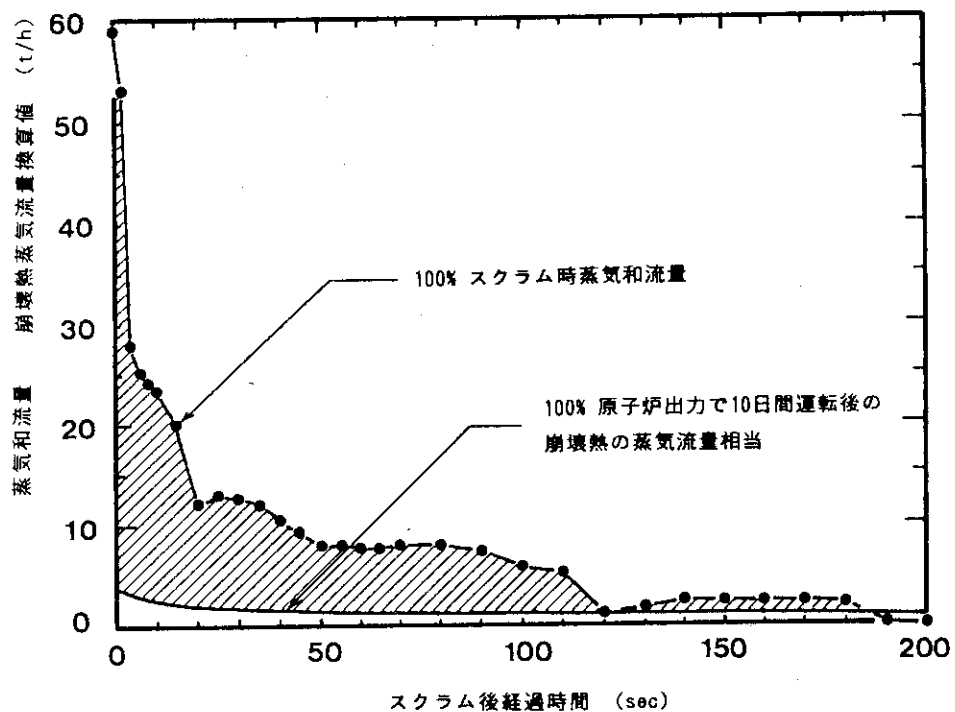


図23 蒸気流量変化と発生崩壊熱（蒸気流量換算値）の変化

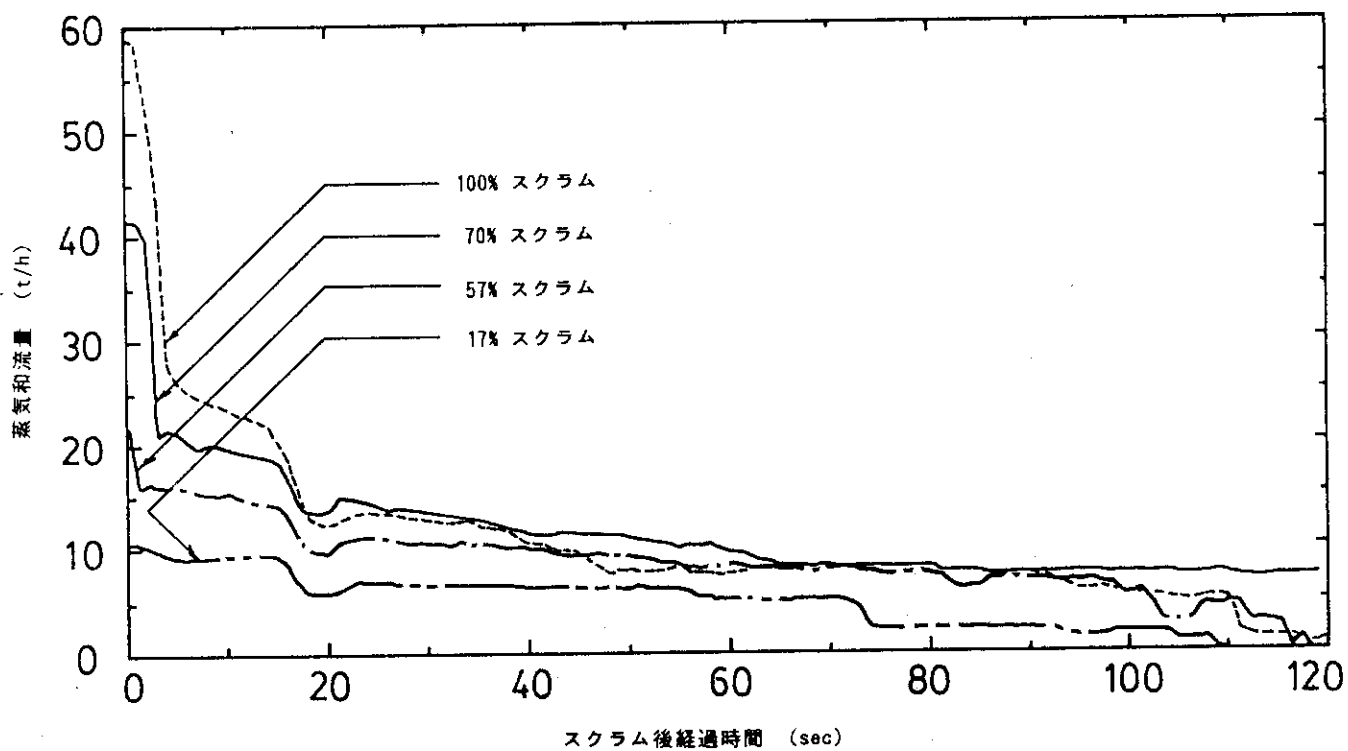


図24 蒸気流量変化の比較

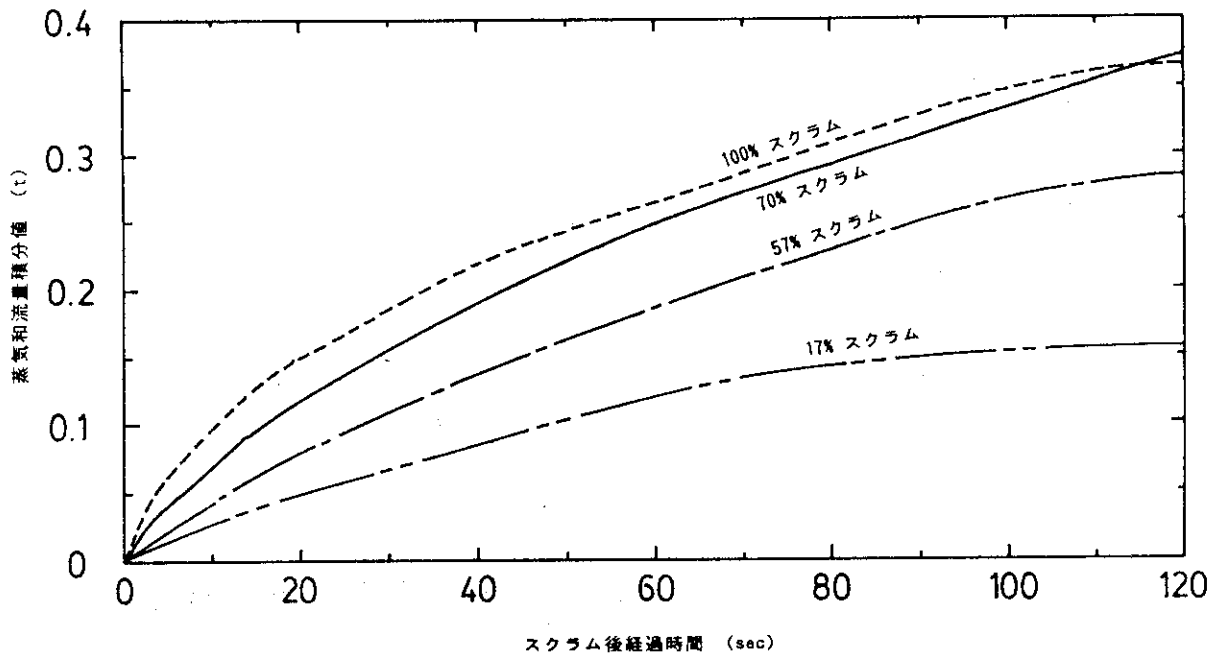


図25 蒸気と流量積分値の比較

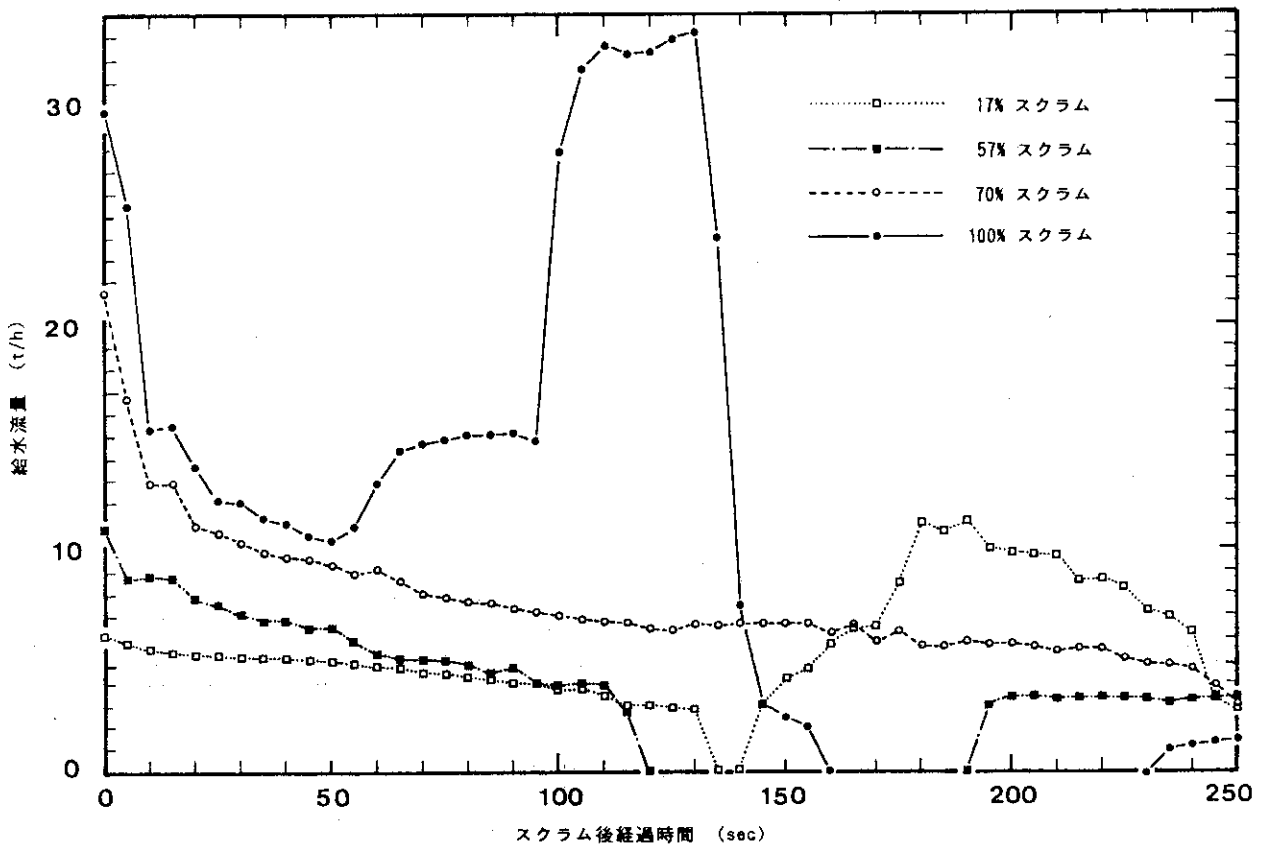


図26 給水流量変化の比較

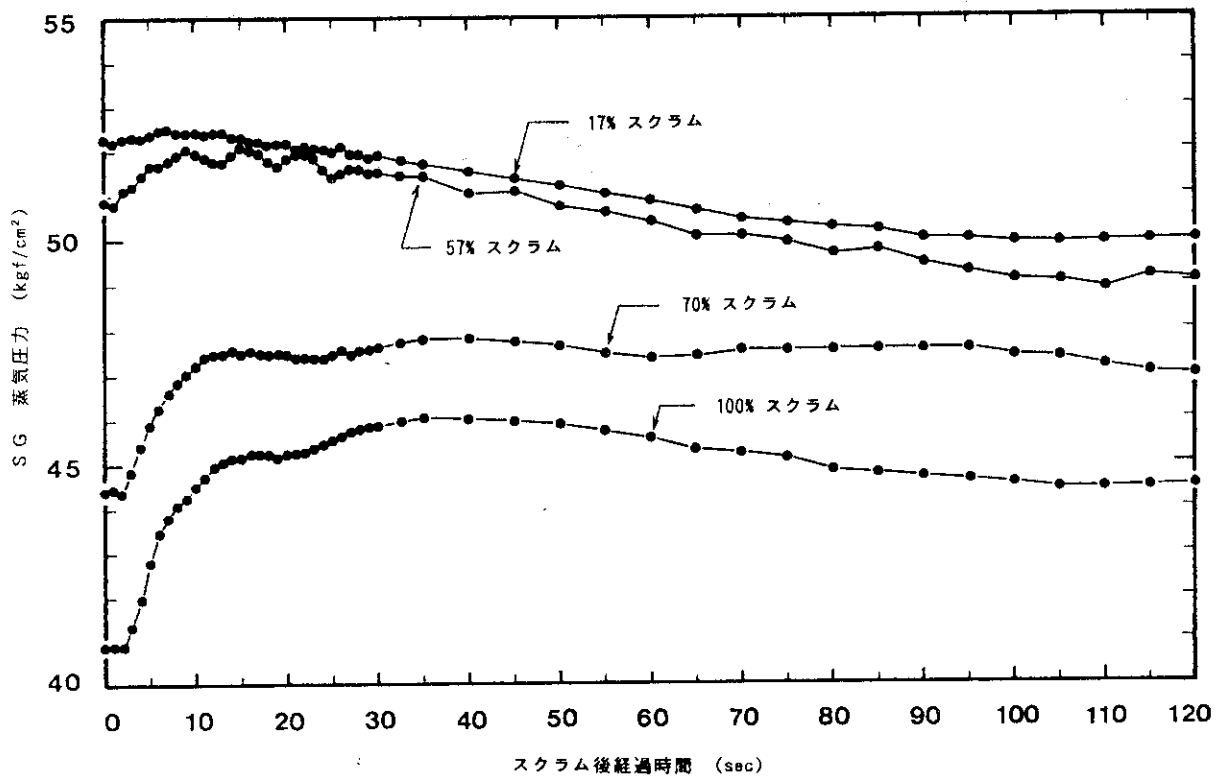


図27 S G 蒸気圧力変化の比較

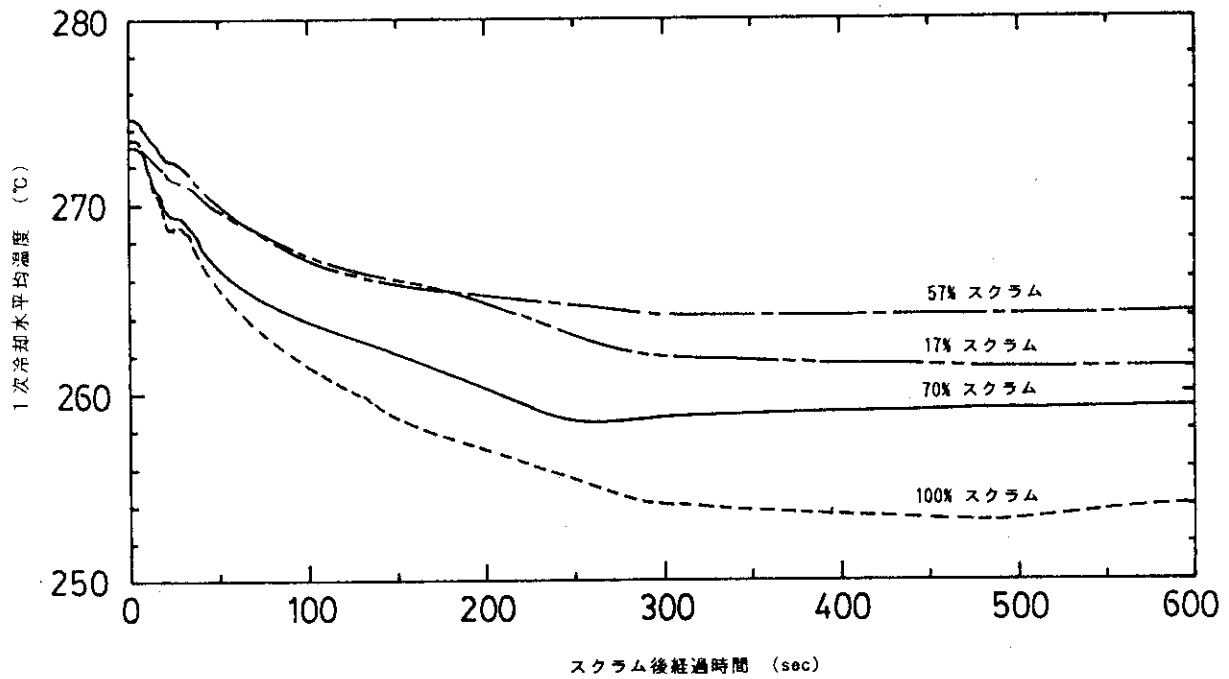


図28 1次冷却水温度変化の比較

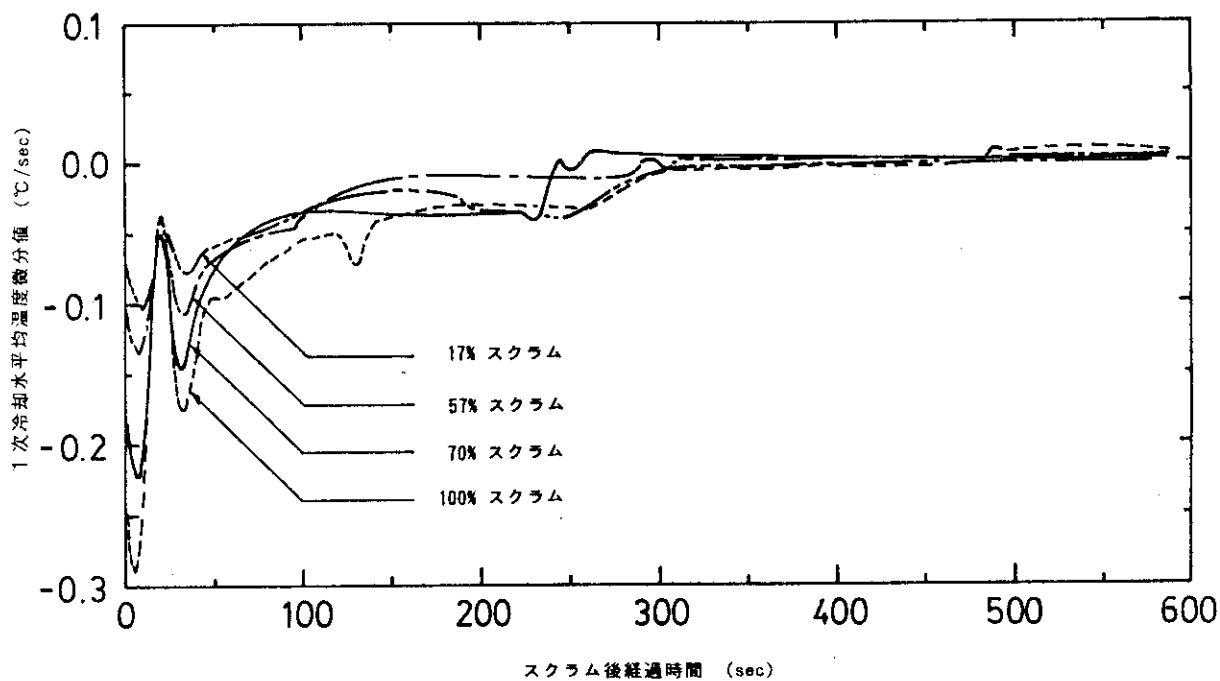


図29 1次冷却水降温率の比較

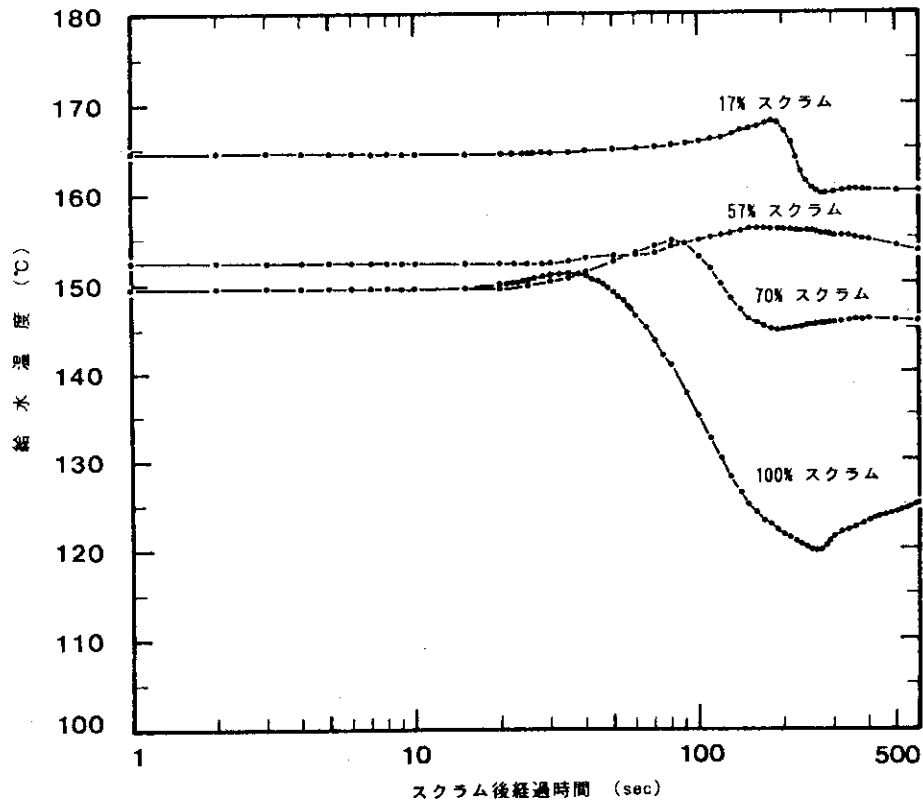


図30 S G 給水温度変化の比較