

JAERI- M

8 7 2 8

ROSA-III実験における電気出力変化

1980年3月

安部信明*・田坂完二

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

ROSA-Ⅲ実験における電気出力変化

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

安部 信明*・田坂 完二

(1980年1月30日受理)

ROSA-Ⅲ 実験において、沸騰水型原子炉の冷却材喪失事故時の伝熱流動現象を正しく模擬するには実機における冷却材への伝熱量を正確に評価し、それを電気出力変化として冷却材へ伝える必要がある。

実機における冷却材への伝熱量変化について、水の密度反応度、燃料のドップラー反応度を考慮して、より正確に評価し、あわせて長時間にわたる崩壊熱計算をより正確に行なう事により、中小破断模擬実験でも使用可能なROSA-Ⅲ実験装置の模擬炉心に対する電気出力変化を求めた。

* 日本原子力事業株式会社

Electric Power Transient Curve for ROSA-III Tests

Nobuaki ABE* and Kanji TASAKA

Division of Reactor Safety,

Tokai Research Establishment, JAERI

(Received January 30, 1980)

In ROSA tests, it is important to simulate the heat transfer rate to coolant properly in the core of BWR by electric heater rods in order to simulate thermal-hydraulic phenomena during a loss of coolant accident.

An electric power transient curve for the ROSA-III simulated core is obtained through evaluation of heat transfer rate to coolant in BWR, considering reactivity feedbacks of moderator density change and Doppler effect.

Key Words : Power Transient Curve, ROSA-III Tests, Heat Transfer Rate, BWR, LOCA, Reactivity Feedback, Electric Heaters

* Nippon Atomic Industry Group Co., LTD.

目 次

1. まえがき	1
2. 解析方法	1
2.1 RELAP4 J コードによる解析	2
2.2 崩壊熱の計算	3
2.3 蓄積熱と崩壊熱が寄与する期間での冷却材への伝熱量評価	4
3. 結 果	4
参 考 文 献	5
付録 RELAP4 J コードの入力データリスト	16

CONTENTS

1. INTRODUCTION	1
2. ANALYSIS METHOD	1
2.1 Analysis by Use of RELAP4J Code	2
2.2 Calculation of Decay Power	3
2.3 Evaluation of Heat Transfer Rate to Coolant during Stored Heat and Decay Heat Contribute	4
3. RESULTS	4
REFERENCES	5
APPENDIX Input Data List of RELAP4J Code	16

List of Tables

Table 1 Calculated Heat Transfer Rate to Coolant in BWR/6 in RELAP4J Code	6
Table 2 Tabular Data for Standard Decay Heat for Thermal Fission of ^{235}U and for Irradiation of 10^{13} seconds	7
Table 3 Decay Power of ^{239}U and ^{239}Np Relative to Operating Power for Infinite Irradiation with R of 0.59	8
Table 4 Stored Heat Power for BWR	8
Table 5 Heat Transfer Rate to Coolant in BWR	9

List of Figures

Fig.1 BWR Model for RELAP4J Calculations	13
Fig.2 Decay Power of Fission Products and Actinides after Infinite Irradiation of ^{235}U by Thermal Neutrons	14
Fig.3 Heat Transfer Rate to Coolant in BWR (0 ~ 30 sec)	14
Fig.4 Heat Transfer Rate to Coolant in BWR (0 ~ 100 sec)	15
Fig.5 Heat Transfer Rate to Coolant in BWR (0 ~ 4000 sec)	15

1. ま え が き

日本原子力研究所において沸騰水型原子炉（BWR）の冷却材喪失事故（LOCA）時の伝熱流動現象を把握し、ECCSの性能を評価するための研究の一環としてROSA-Ⅲ実験が行なわれている。

ROSA-Ⅲ実験装置はG.E.社のBWR/6 251/848⁽¹⁾を基にして各部の体積を1/424に縮小して模擬している。ROSA-Ⅲ実験装置は実機と比較して炉心が4チャンネルであり炉心有効発熱部長が半分である事、ジェットポンプが圧力容器の外側に設置されている事などが形状的に異なる。一方、出力面からみると実機が核加熱であるのに対してROSA-Ⅲ実験装置ではヒーターピンによる電気加熱である。このため、ROSA-Ⅲ実験において、BWRのLOCA時の伝熱流動現象を正しく模擬するには実機における冷却材への伝熱量を正確に評価し、それを電気出力変化として冷却材へ伝える必要がある。

現行のROSA-Ⅲ実験での電気出力変化は実機を対象としRELAP4Jコードを用いた解析結果⁽²⁾を基にしている。しかしながら、この解析では減速材である水の密度変化によるフィードバック、燃料のドップラー効果によるフィードバックを考慮していない。さらに、現行のROSA-Ⅲ実験では最大口径両端破断にともなうLOCAを主な対象としているため、電気出力変化は破断後200秒までしか評価していない。このため、今後予定されている中小破断模擬実験ではさらに長時間にわたるデータが必要であり、現行の電気出力データでは不十分である。

本報告では水の密度反応度、燃料のドップラー反応度を考慮して核分裂出力をより正確に評価し、あわせて長時間にわたる崩壊熱計算をより正確に行なう事により、実機における冷却材への伝熱量変化を求め、中小破断模擬実験でも使用可能なROSA-Ⅲ実験装置の模擬炉心に対する電気出力変化を与える。

2. 解 析

ROSA-Ⅲ実験における電気出力変化は実機における冷却材への伝熱量変化を基にする。

実機における最大口径両端破断の場合、LOCA開始直後に原子炉はスクラムし、燃料内の蓄積熱および崩壊熱、遅発中性子による核分裂の熱が冷却材へ放出される。この燃料から冷却材への伝熱過程はLOCA開始後の時間経過により次の3つに区別できる。

- (i) LOCA開始直後（～数十秒まで）は燃料内の蓄積熱および遅発中性子による核分裂の熱が冷却材への伝熱量の中で大きな割合をしめる。
- (ii) LOCA開始後数十秒～数百秒では遅発中性子による核分裂の熱は無視できる。燃料内の蓄積熱は少なくなり崩壊熱が冷却材への伝熱量において支配的になる。

1. ま え が き

日本原子力研究所において沸騰水型原子炉(BWR)の冷却材喪失事故(LOCA)時の伝熱流動現象を把握し、ECCSの性能を評価するための研究の一環としてROSA-Ⅲ実験が行なわれている。

ROSA-Ⅲ実験装置はG.E.社のBWR/6 251/848⁽¹⁾を基にして各部の体積を1/424に縮小して模擬している。ROSA-Ⅲ実験装置は実機と比較して炉心が4チャンネルであり炉心有効発熱部長が半分である事、ジェットポンプが圧力容器の外側に設置されている事などが形状的に異なる。一方、出力面からみると実機が核加熱であるのに対してROSA-Ⅲ実験装置ではヒーターピンによる電気加熱である。このため、ROSA-Ⅲ実験において、BWRのLOCA時の伝熱流動現象を正しく模擬するには実機における冷却材への伝熱量を正確に評価し、それを電気出力変化として冷却材へ伝える必要がある。

現行のROSA-Ⅲ実験での電気出力変化は実機を対象としRELAP4 Jコードを用いた解析結果⁽²⁾を基にしている。しかしながら、この解析では減速材である水の密度変化によるフィードバック、燃料のドップラー効果によるフィードバックを考慮していない。さらに、現行のROSA-Ⅲ実験では最大口径両端破断にともなうLOCAを主な対象としているため、電気出力変化は破断後200秒までしか評価していない。このため、今後予定されている中小破断模擬実験ではさらに長時間にわたるデータが必要であり、現行の電気出力データでは不十分である。

本報告では水の密度反応度、燃料のドップラー反応度を考慮して核分裂出力をより正確に評価し、あわせて長時間にわたる崩壊熱計算をより正確に行なう事により、実機における冷却材への伝熱量変化を求め、中小破断模擬実験でも使用可能なROSA-Ⅲ実験装置の模擬炉心に対する電気出力変化を与える。

2. 解 析

ROSA-Ⅲ実験における電気出力変化は実機における冷却材への伝熱量変化を基にする。

実機における最大口径両端破断の場合、LOCA開始直後に原子炉はスクラムし、燃料内の蓄積熱および崩壊熱、遅発中性子による核分裂の熱が冷却材へ放出される。この燃料から冷却材への伝熱過程はLOCA開始後の時間経過により次の3つに区別できる。

- (i) LOCA開始直後(～数十秒まで)は燃料内の蓄積熱および遅発中性子による核分裂の熱が冷却材への伝熱量の中で大きな割合をしめる。
- (ii) LOCA開始後数十秒～数百秒では遅発中性子による核分裂の熱は無視できる。燃料内の蓄積熱は少なくなり崩壊熱が冷却材への伝熱量において支配的になる。

(iii) LOCA開始後数百秒以降では燃料内の蓄積熱は無視できる。この期間における冷却材への伝熱量はすべて燃料内の崩壊熱による。

したがって、実機における冷却材への伝熱量変化は次の様にして評価した。

- LOCA開始後50秒までは実機を対象としてRELAP4Jコードを用い冷却材への伝熱量変化を計算した。
- 崩壊熱計算はANS-5.1 standardに基づく。LOCA開始後260秒以降は燃料内の崩壊熱のみを考慮した。
- LOCA開始後50～260秒では燃料内の蓄積熱と崩壊熱を考慮した。

以下に実機における冷却材への伝熱量変化の計算について示す。

2.1 RELAP4Jコードによる解析(0～50秒)

RELAP4Jコードを用い実機を対象として冷却材への伝熱量変化を計算した。解析モデルをFig. 1に示す。解析は前回⁽²⁾と同様であるが新しく次の点を考慮した。

- 減速材である水の密度変化によるフィードバック
- 燃料のドップラー効果によるフィードバック

この結果、遅発中性子の割合で規格化した反応度 $R(t)$ は

$$R(t) = R_0 + R_{\text{exp}}(t) - R_{\text{exp}}(0) + \sum_i R^i(t) - \sum_i R^i(0) \quad (1)$$

ただし

$$R^i(t) = W_{\rho}^i R_{\rho} \left(\frac{\rho^i(t)}{\rho^i(0)} \right) + W_{FT}^i R_{FT}^i T_F^i(t) \quad (2)$$

となる。ここで

- R_0 : 初期反応度(＄)
- R_{exp} : 時間変化の反応度(＄)
- R^i : 炉心領域*i*からのフィードバック反応度(＄)
- W_{ρ}^i : 炉心領域*i*の水の密度変化によるフィードバック反応度の重み化因子
- R_{ρ}^i : 規格化した水の密度の関数である反応度(＄)
- ρ^i : 炉心領域*i*の水の密度(1bm/ft³)
- W_{FT}^i : 炉心領域*i*の燃料温度変化によるフィードバック反応度の重み化因子
- R_{FT}^i : 燃料平均温度の関数である反応度(＄)
- T_{FT}^i : 炉心領域*i*の燃料平均温度(°F)

このため、新しくDensity Reactivity Table Data(1420××), Doppler Table Data(1430××), Reactivity Coefficient Data(140××0)を入力した。解析に用いた入力データをAppendixに示す。

炉心出力は0.9秒遅れのスクラムを含む、前述の反応度変化を基に、1群の即発中性子、6

群の遅発中性子，11群の崩壊熱を考慮して計算される。

炉心3ボリュームの中で下端のボリューム2では核沸騰が維持され冷却材への伝熱量変化もなめらかである。したがって，実機における冷却材への伝熱量変化はボリューム2の値を用いた。Table 1 にボリューム2の冷却材への伝熱量変化を示す。各時間における冷却材への伝熱量変化は冷却材への熱入力指数関数的に減少する，すなわち，

$$P = P_0 e^{-\lambda t} \quad (3)$$

であると仮定して計算結果を内挿した。他の時間領域での内挿も同じ式を用いて行なった。

2.2 崩壊熱の計算 (50~4000秒)

RELAP4 J コードにおける核分裂生成物 (F.P.) の崩壊熱の計算は1973年に改訂されたANS 5.1 standard⁽³⁾に基づいている。LOCA開始後短時間においては，燃料内の蓄積熱および遅発中性子による核分裂の熱が冷却材への伝熱量の中で大きな割合をしめる。しかし，LOCA開始後の経過時間とともに崩壊熱の項がしめる割合が小さくなり，崩壊熱に対する要求精度も厳しくなる。そこで，LOCA開始後50秒以上の時間範囲における崩壊熱の計算は1978年改訂のANS 5.1 standard⁽³⁾に基づいて行なった。

照射時間は無限と仮定し核分裂核種として ^{235}U の熱中性子核分裂の場合のみを考えた。1~10⁵秒の冷却時間範囲に対する崩壊熱をTable 2 に示す。また， ^{238}U の中性子捕獲にもなう ^{239}U と ^{239}Np の崩壊熱は次式で示される。

$$F_{239\text{U}}(t, T) = E_{239\text{U}} R [1 - \exp(-\lambda_1 T)] \exp(-\lambda_1 t) \quad (4)$$

$$F_{239\text{Np}}(t, T) = E_{239\text{Np}} R \left\{ \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} [1 - \exp(-\lambda_2 T)] \exp(-\lambda_2 t) - \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} [1 - \exp(-\lambda_1 T)] \exp(-\lambda_1 t) \right\} \quad (5)$$

ここで

F : (fission/sec)あたりの出力 (MeV/sec)

$E_{239\text{U}}$: ^{239}U 1原子の平均崩壊エネルギー = 0.474 (MeV)

$E_{239\text{Np}}$: ^{239}Np 1原子の平均崩壊エネルギー = 0.419 (MeV)

R : 核分裂あたりの ^{239}U の生成割合

λ_1 : ^{239}U の崩壊定数 (= $4.91 \times 10^{-4} \text{ sec}^{-1}$)

λ_2 : ^{239}Np の崩壊定数 (= $3.41 \times 10^{-6} \text{ sec}^{-1}$)

t : 冷却時間 (sec)

T : 照射時間 (sec)

である。

核分裂あたりの ^{239}U の生成割合Rを0.59とし、無限照射燃料に対して ^{239}U と ^{239}Np の崩壊熱を計算した結果をTable 3に示す。ただし、Table 3において崩壊熱計算は定常運転出力との比で与えている。

核分裂あたりの有効発熱エネルギーを200 MeV/fissionとすると ^{235}U の熱中性子核分裂による崩壊熱と定常運転出力との比はTable 2の値を200 MeV/fissionで割る事により得られる。

この様にして求めた ^{235}U の熱中性子核分裂によるF.P.の崩壊熱および ^{239}U と ^{239}Np の崩壊熱をFig. 2に示す。

2.3 蓄積熱と崩壊熱が寄与する期間での冷却材への伝熱量評価 (50~260秒)

燃料から冷却材への伝熱量はLOCA開始直後では燃料内の蓄積熱が支配的であり、一方、LOCA開始後かなり経過してからは崩壊熱が支配的である。LOCA開始後数十~数百秒では燃料内の蓄積熱と崩壊熱の両方を考慮する必要がある。

この期間における崩壊熱はII-2と同じである。一方、燃料内の蓄積熱は次の様に評価した。

燃料から冷却材への伝熱は燃料中心温度と燃料表面温度との差および燃料表面温度と冷却材飽和温度との差によっている。燃料中心温度と冷却材飽和温度の差が大きいLOCA開始直後では蓄積熱の放出が大きい。一方、LOCA開始後かなり経過してからは燃料中心温度と冷却材飽和温度の差が非常に小さくなり蓄積熱放出が小さくなる。したがって、蓄積熱の減少割合は飽和温度の低下率に比例すると考える事ができる。

飽和温度の低下率から評価した蓄積熱放出の時間変化をTable 4に示す。系の飽和温度の時間変化は再循環ポンプ入口配管における200%両端破断に対する標準実験であるROSA-III実験RUN704の結果を用いた。LOCA開始後50~260秒での冷却材への伝熱量変化はTable 4に示される蓄積熱放出とFig. 2に示される崩壊熱の合計として計算される。

3. 結 果

実機における冷却材への伝熱量変化を2章で述べた方法に従がい、水の密度反応度と燃料のドップラー反応度を考慮してRELAP4Jコードを用い正確に計算し、あわせて長時間にわたる崩壊熱計算をより正確に行なう事により評価した。Fig. 3~5、Table 5にその結果を示す。

ROSA-III実験において実機の定格出力を模擬するのに必要な電源は9MWであるが、利用可能な電源は4.2MWしかない。初期出力を3.5MWとした場合、ROSA-III実験装置の模擬炉心の電気出力変化は破断後10.5秒間一定であり、その後、実機における冷却材への伝熱量変化に従って減少する。

T : 照射時間 (sec)

である。

核分裂あたりの ^{239}U の生成割合Rを0.59とし、無限照射燃料に対して ^{239}U と ^{239}Np の崩壊熱を計算した結果をTable 3に示す。ただし、Table 3において崩壊熱計算は定常運転出力との比で与えている。

核分裂あたりの有効発熱エネルギーを200 MeV/fissionとすると ^{235}U の熱中性子核分裂による崩壊熱と定常運転出力との比はTable 2の値を200 MeV/fissionで割る事により得られる。

この様にして求めた ^{235}U の熱中性子核分裂によるF.P.の崩壊熱および ^{239}U と ^{239}Np の崩壊熱をFig. 2に示す。

2.3 蓄積熱と崩壊熱が寄与する期間での冷却材への伝熱量評価 (50~260秒)

燃料から冷却材への伝熱量はLOCA開始直後では燃料内の蓄積熱が支配的であり、一方、LOCA開始後かなり経過してからは崩壊熱が支配的である。LOCA開始後数十~数百秒では燃料内の蓄積熱と崩壊熱の両方を考慮する必要がある。

この期間における崩壊熱はII-2と同じである。一方、燃料内の蓄積熱は次の様に評価した。

燃料から冷却材への伝熱は燃料中心温度と燃料表面温度との差および燃料表面温度と冷却材飽和温度との差によっている。燃料中心温度と冷却材飽和温度の差が大きいLOCA開始直後では蓄積熱の放出が大きい。一方、LOCA開始後かなり経過してからは燃料中心温度と冷却材飽和温度の差が非常に小さくなり蓄積熱放出が小さくなる。したがって、蓄積熱の減少割合は飽和温度の低下率に比例すると考える事ができる。

飽和温度の低下率から評価した蓄積熱放出の時間変化をTable 4に示す。系の飽和温度の時間変化は再循環ポンプ入口配管における200%両端破断に対する標準実験であるROSA-III実験RUN704の結果を用いた。LOCA開始後50~260秒での冷却材への伝熱量変化はTable 4に示される蓄積熱放出とFig. 2に示される崩壊熱の合計として計算される。

3. 結 果

実機における冷却材への伝熱量変化を2章で述べた方法に従がい、水の密度反応度と燃料のドップラー反応度を考慮してRELAP4Jコードを用い正確に計算し、あわせて長時間にわたる崩壊熱計算をより正確に行なう事により評価した。Fig. 3~5、Table 5にその結果を示す。

ROSA-III実験において実機の定格出力を模擬するのに必要な電源は9 MWであるが、利用可能な電源は4.2 MWしかない。初期出力を3.5 MWとした場合、ROSA-III実験装置の模擬炉心の電気出力変化は破断後10.5秒間一定であり、その後、実機における冷却材への伝熱量変化に従って減少する。

中小破断模擬実験も含め、今後予定されているROSA-Ⅲ実験において模擬炉心の電気出力変化は本解析で評価したものを基準として用いる。

参 考 文 献

- 1) "General Electric Standard Safety Analysis Report, BWR/6",
DOCKET-STN-50477, GE. Co. (1978)
- 2) 田坂完二, 他3名, 「冷却材喪失事故におけるROSA-ⅢとBWRとの相似性の検討
(ROSA-Ⅲの予備解析)」, JAERI-M 6703(1976)
- 3) American Nuclear Society Proposed Standard, ANS 5.1 "Decay Energy
Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors",
October (1971), Revised October (1973), Revised June (1978)

中小破断模擬実験も含め、今後予定されているROSA-Ⅲ実験において模擬炉心の電気出力変化は本解析で評価したものを基準として用いる。

参 考 文 献

- 1) "General Electric Standard Safety Analysis Report, BWR/6",
DOCKET-STN-50477, GE. Co. (1978)
- 2) 田坂完二, 他3名, 「冷却材喪失事故におけるROSA-ⅢとBWRとの相似性の検討
(ROSA-Ⅲの予備解析)」, JAERI-M 6703(1976)
- 3) American Nuclear Society Proposed Standard, ANS 5.1 "Decay Energy
Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors",
October (1971), Revised October (1973), Revised June (1978)

Table 1 Calculated Heat Transfer Rate to Coolant
in BWR/6 by RELAP4J Code

Time(sec)	q(Kcal/hrm ²)	q/q _{ini}
0.0	3.48134 × 10 ⁵	1.0
0.3	3.45664	0.9929
0.5	3.40387	0.9777
3.0	2.72627	0.7831
5.5	2.07056	0.5948
8.0	1.61807	0.4648
10.5	1.35230	0.3884
13.0	1.11355	0.3199
15.5	0.94947	0.2727
18.0	0.84462	0.2426
20.5	0.70335	0.2020
23.0	0.62877	0.1806
25.5	0.54195	0.1557
28.0	0.46595	0.1338
30.5	0.44073	0.1266
50.0	0.36725	0.0900

Table 2

TABULAR DATA FOR STANDARD DECAY HEAT FOR
THERMAL FISSION OF ^{235}U AND FOR IRRADIATION OF 10^{13} SECONDS

Time After Shutdown (s)	Decay Heat Power $F(t, \infty)$ (MeV/fission) ^a	One Sigma Uncertainty $\Delta F(t, \infty)$ (MeV/fission)	One Sigma Uncertainty Percent
	b		
1.0000E+00	1.231E+01	0.040E+01	3.3
1.5000E+00	1.198E+01	0.032E+01	2.7
2.0000E+00	1.169E+01	0.028E+01	2.4
4.0000E+00	1.083E+01	0.023E+01	2.2
6.0000E+00	1.026E+01	0.021E+01	2.1
8.0000E+00	9.830E+00	0.198E+00	2.0
1.0000E+01	9.494E+00	0.187E+00	2.0
1.5000E+01	8.882E+00	0.170E+00	1.9
2.0000E+01	8.455E+00	0.159E+00	1.9
4.0000E+01	7.459E+00	0.137E+00	1.8
6.0000E+01	6.888E+00	0.125E+00	1.8
8.0000E+01	6.493E+00	0.118E+00	1.8
1.0000E+02	6.198E+00	0.112E+00	1.8
1.5000E+02	5.696E+00	0.103E+00	1.8
2.0000E+02	5.369E+00	0.097E+00	1.8
4.0000E+02	4.667E+00	0.083E+00	1.8
6.0000E+02	4.282E+00	0.076E+00	1.8
8.0000E+02	4.009E+00	0.071E+00	1.8
1.0000E+03	3.796E+00	0.067E+00	1.8
1.5000E+03	3.408E+00	0.060E+00	1.8
2.0000E+03	3.137E+00	0.055E+00	1.8
4.0000E+03	2.534E+00	0.045E+00	1.8
6.0000E+03	2.234E+00	0.039E+00	1.7
8.0000E+03	2.044E+00	0.036E+00	1.7
1.0000E+04	1.908E+00	0.033E+00	1.7
1.5000E+04	1.685E+00	0.030E+00	1.8
2.0000E+04	1.545E+00	0.027E+00	1.8
4.0000E+04	1.258E+00	0.023E+00	1.9
6.0000E+04	1.117E+00	0.021E+00	1.9
8.0000E+04	1.030E+00	0.020E+00	2.0
1.0000E+05	9.691E-01	0.194E-01	2.0

Table 3 Decay Power of ^{239}U and ^{239}Np Relative to Operating Power for Infinite Irradiation with R of 0.59

Time After Shutdown (s)	Decay Power/Operating Power (%)
0	0.270
10	0.263
20	0.262
30	0.261
40	0.261
50	0.260
60	0.259
70	0.259
80	0.258
90	0.257
100	0.257
200	0.250
500	0.233
1000	0.209
2000	0.176
5000	0.134
10000	0.121
20000	0.116
50000	0.105
100000	0.0885

Table 4 Stored Heat Power for BWR

Time(sec)	Normalized Stored Heat Power
50.0	0.0494
60.0	0.0425
70.0	0.0380
80.0	0.0340
90.0	0.0305
100.0	0.0275
200.0	0.0065
250.0	0.0

Table 5 Heat Transfer Rate to Coolant in BWR

TIME(SEC)	NORMALIZED POWER	TIME(SEC)	NORMALIZED POWER
0.0	1.0000	5.2	0.6148
0.1	1.0000	5.3	0.6080
0.2	0.9964	5.4	0.6014
0.3	0.9929	5.5	0.5948
0.4	0.9853	5.6	0.5890
0.5	0.9777	5.7	0.5832
0.6	0.9691	5.8	0.5775
0.7	0.9605	5.9	0.5718
0.8	0.9520	6.0	0.5662
0.9	0.9436	6.1	0.5606
1.0	0.9353	6.2	0.5551
1.1	0.9270	6.3	0.5497
1.2	0.9188	6.4	0.5443
1.3	0.9107	6.5	0.5389
1.4	0.9026	6.6	0.5336
1.5	0.8946	6.7	0.5284
1.6	0.8867	6.8	0.5232
1.7	0.8789	6.9	0.5181
1.8	0.8711	7.0	0.5130
1.9	0.8634	7.1	0.5080
2.0	0.8558	7.2	0.5030
2.1	0.8482	7.3	0.4980
2.2	0.8407	7.4	0.4931
2.3	0.8333	7.5	0.4883
2.4	0.8259	7.6	0.4835
2.5	0.8186	7.7	0.4788
2.6	0.8114	7.8	0.4741
2.7	0.8042	7.9	0.4694
2.8	0.7971	8.0	0.4648
2.9	0.7901	8.1	0.4615
3.0	0.7831	8.2	0.4582
3.1	0.7745	8.3	0.4549
3.2	0.7661	8.4	0.4516
3.3	0.7577	8.5	0.4484
3.4	0.7494	8.6	0.4452
3.5	0.7412	8.7	0.4420
3.6	0.7331	8.8	0.4388
3.7	0.7251	8.9	0.4357
3.8	0.7171	9.0	0.4326
3.9	0.7093	9.1	0.4295
4.0	0.7015	9.2	0.4264
4.1	0.6938	9.3	0.4234
4.2	0.6863	9.4	0.4203
4.3	0.6787	9.5	0.4173
4.4	0.6713	9.6	0.4143
4.5	0.6640	9.7	0.4114
4.6	0.6567	9.8	0.4084
4.7	0.6495	9.9	0.4055
4.8	0.6424	10.0	0.4026
4.9	0.6354	10.1	0.3997
5.0	0.6284	10.2	0.3969
5.1	0.6216	10.3	0.3940
		10.4	0.3912
		10.5	0.3884

Table 5 Heat Transfer Rate to Coolant in BWR
(continued)

TIME(SEC)	NORMALIZED POWER	TIME(SEC)	NORMALIZED POWER
10.6	0.3854	16.0	0.2664
10.7	0.3824	16.1	0.2652
10.8	0.3795	16.2	0.2639
10.9	0.3765	16.3	0.2627
11.0	0.3736	16.4	0.2615
11.1	0.3707	16.5	0.2602
11.2	0.3679	16.6	0.2590
11.3	0.3650	16.7	0.2578
11.4	0.3622	16.8	0.2566
11.5	0.3594	16.9	0.2554
11.6	0.3566	17.0	0.2542
11.7	0.3539	17.1	0.2530
11.8	0.3511	17.2	0.2519
11.9	0.3484	17.3	0.2507
12.0	0.3457	17.4	0.2495
12.1	0.3430	17.5	0.2483
12.2	0.3404	17.6	0.2472
12.3	0.3378	17.7	0.2460
12.4	0.3351	17.8	0.2449
12.5	0.3326	17.9	0.2437
12.6	0.3300	18.0	0.2426
12.7	0.3274	18.1	0.2408
12.8	0.3249	18.2	0.2391
12.9	0.3224	18.3	0.2372
13.0	0.3199	18.4	0.2356
13.1	0.3179	18.5	0.2339
13.2	0.3153	18.6	0.2322
13.3	0.3138	18.7	0.2305
13.4	0.3118	18.8	0.2288
13.5	0.3093	18.9	0.2271
13.6	0.3079	19.0	0.2255
13.7	0.3059	19.1	0.2238
13.8	0.3040	19.2	0.2222
13.9	0.3020	19.3	0.2206
14.0	0.3001	19.4	0.2190
14.1	0.2982	19.5	0.2174
14.2	0.2963	19.6	0.2158
14.3	0.2944	19.7	0.2142
14.4	0.2925	19.8	0.2126
14.5	0.2907	19.9	0.2111
14.6	0.2868	20.0	0.2095
14.7	0.2870	20.1	0.2080
14.8	0.2852	20.2	0.2065
14.9	0.2834	20.3	0.2050
15.0	0.2815	20.4	0.2035
15.1	0.2798	20.5	0.2020
15.2	0.2780	20.6	0.2011
15.3	0.2762	20.7	0.2002
15.4	0.2744	20.8	0.1993
15.5	0.2727	20.9	0.1984
15.6	0.2714	21.0	0.1975
15.7	0.2702	21.1	0.1966
15.8	0.2689	21.2	0.1958
15.9	0.2676	21.3	0.1949

Table 5 Heat Transfer Rate Coolant in BWR
(continued)

TIME(SEC)	NORMALIZED POWER	TIME(SEC)	NORMALIZED POWER
21.4	0.1940	26.8	0.1439
21.5	0.1932	26.9	0.1430
21.6	0.1923	27.0	0.1422
21.7	0.1914	27.1	0.1413
21.8	0.1906	27.2	0.1405
21.9	0.1897	27.3	0.1396
22.0	0.1889	27.4	0.1388
22.1	0.1880	27.5	0.1379
22.2	0.1872	27.6	0.1371
22.3	0.1864	27.7	0.1363
22.4	0.1855	27.8	0.1354
22.5	0.1847	27.9	0.1346
22.6	0.1839	28.0	0.1338
22.7	0.1830	28.1	0.1335
22.8	0.1822	28.2	0.1332
22.9	0.1814	28.3	0.1329
23.0	0.1806	28.4	0.1326
23.1	0.1795	28.5	0.1323
23.2	0.1785	28.6	0.1320
23.3	0.1774	28.7	0.1317
23.4	0.1764	28.8	0.1315
23.5	0.1753	28.9	0.1312
23.6	0.1743	29.0	0.1309
23.7	0.1733	29.1	0.1306
23.8	0.1722	29.2	0.1303
23.9	0.1712	29.3	0.1300
24.0	0.1702	29.4	0.1297
24.1	0.1692	29.5	0.1294
24.2	0.1682	29.6	0.1291
24.3	0.1672	29.7	0.1289
24.4	0.1662	29.8	0.1286
24.5	0.1652	29.9	0.1283
24.6	0.1642	30.0	0.1280
24.7	0.1633	30.2	0.1275
24.8	0.1623	30.4	0.1271
24.9	0.1613	30.6	0.1267
25.0	0.1604	30.8	0.1262
25.1	0.1594	31.0	0.1258
25.2	0.1585	31.2	0.1253
25.3	0.1576	31.4	0.1249
25.4	0.1566	31.6	0.1244
25.5	0.1557	31.8	0.1240
25.6	0.1548	32.0	0.1236
25.7	0.1538	32.2	0.1231
25.8	0.1529	32.4	0.1227
25.9	0.1520	32.6	0.1223
26.0	0.1511	32.8	0.1218
26.1	0.1501	33.0	0.1214
26.2	0.1492	33.2	0.1210
26.3	0.1483	33.4	0.1206
26.4	0.1474	33.6	0.1201
26.5	0.1465	33.8	0.1197
26.6	0.1457	34.0	0.1193
26.7	0.1448	34.2	0.1189

Table 5 Heat Transfer Rate Coolant in BWR
(continued)

TIME(SEC)	NORMALIZED POWER	TIME(SEC)	NORMALIZED POWER
34.4	0.1185	45.2	0.0979
34.6	0.1180	45.4	0.0976
34.8	0.1176	45.6	0.0973
35.0	0.1172	45.8	0.0969
35.2	0.1168	46.0	0.0966
35.4	0.1164	46.2	0.0962
35.6	0.1160	46.4	0.0959
35.8	0.1156	46.6	0.0955
36.0	0.1152	46.8	0.0952
36.2	0.1148	47.0	0.0949
36.4	0.1144	47.2	0.0945
36.6	0.1140	47.4	0.0942
36.8	0.1136	47.6	0.0939
37.0	0.1132	47.8	0.0936
37.2	0.1128	48.0	0.0932
37.4	0.1124	48.2	0.0929
37.6	0.1120	48.4	0.0926
37.8	0.1116	48.6	0.0922
38.0	0.1112	48.8	0.0919
38.2	0.1108	49.0	0.0916
38.4	0.1104	49.2	0.0913
38.6	0.1100	49.4	0.0910
38.8	0.1096	49.6	0.0906
39.0	0.1092	49.8	0.0903
39.2	0.1089	50.0	0.0900
39.4	0.1085	60.0	0.0795
39.6	0.1081	70.0	0.0740
39.8	0.1077	80.0	0.0690
40.0	0.1073	90.0	0.0647
40.2	0.1070	100.0	0.0610
40.4	0.1066	200.0	0.0383
40.6	0.1062	300.0	0.0302
40.8	0.1059	400.0	0.0287
41.0	0.1055	500.0	0.0272
41.2	0.1051	600.0	0.0258
41.4	0.1047	700.0	0.0245
41.6	0.1043	800.0	0.0233
41.8	0.1040	900.0	0.0221
42.0	0.1036	1000.0	0.0210
42.2	0.1033	2000.0	0.0195
42.4	0.1029	3000.0	0.0182
42.6	0.1025	4000.0	0.0169
42.8	0.1022		
43.0	0.1018		
43.2	0.1014		
43.4	0.1011		
43.6	0.1007		
43.8	0.1004		
44.0	0.1000		
44.2	0.0997		
44.4	0.0993		
44.6	0.0990		
44.8	0.0986		
45.0	0.0983		

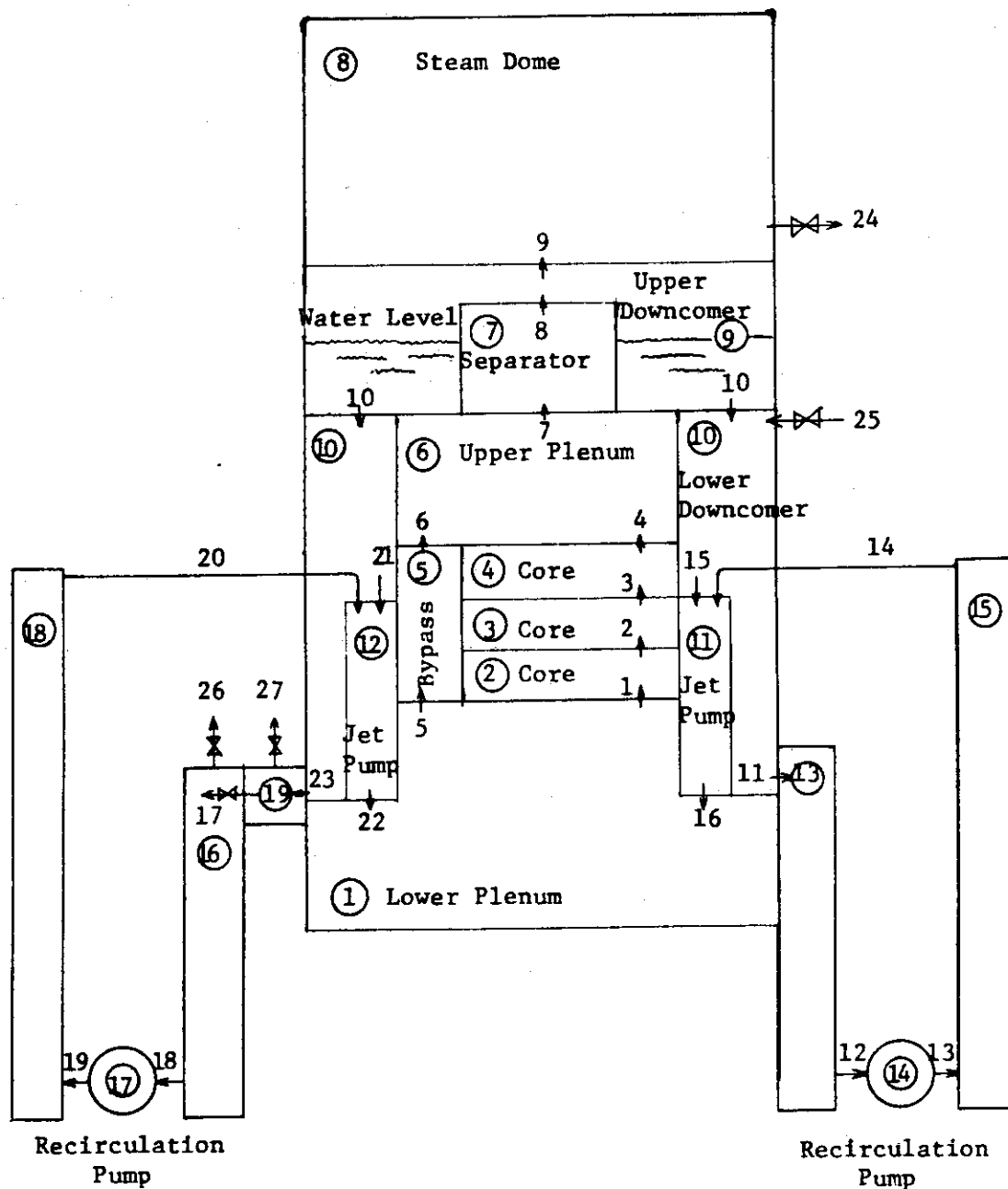


Fig.1 BWR Model for RELAP4J Calculations

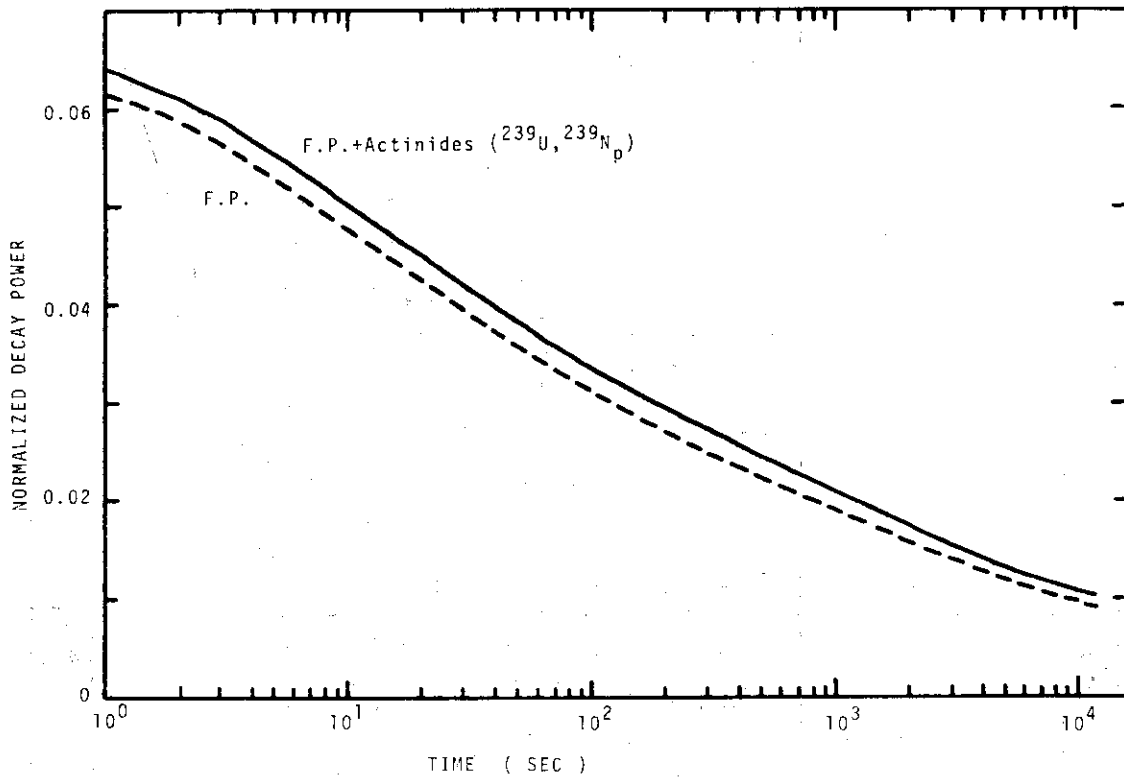


Fig.2 Decay power of Fission Products and Actinides After Infinite Irradiation of ²³⁵U by Thermal Neutron

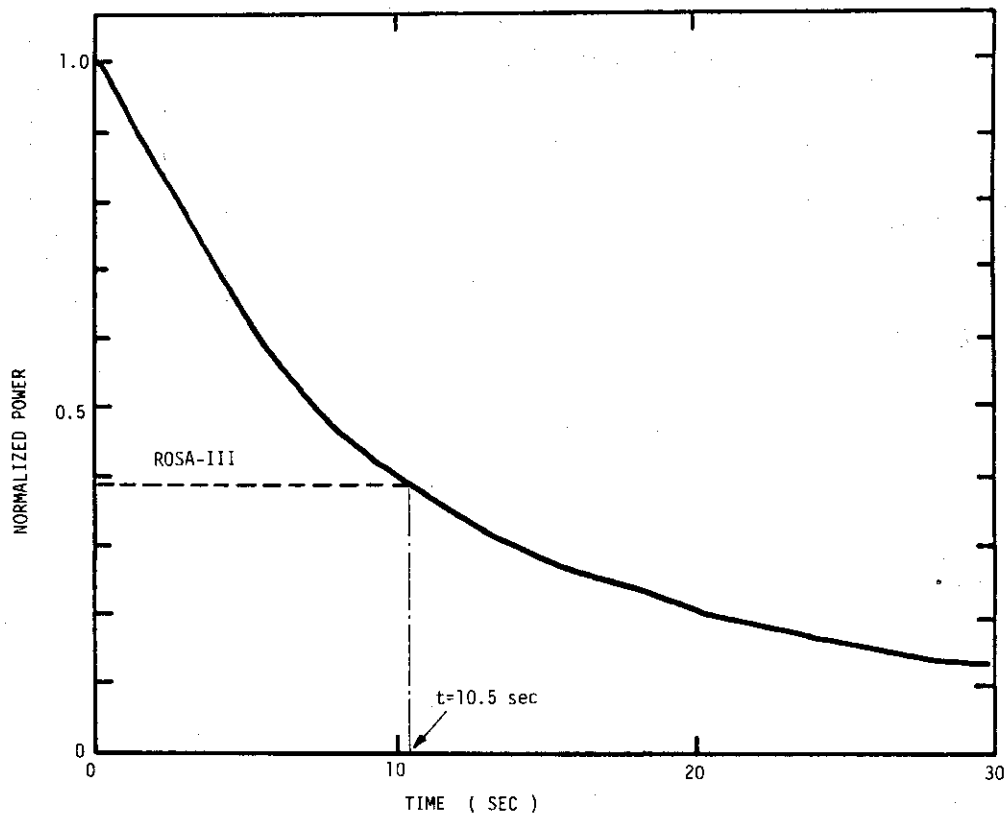


Fig.3 Heat Transfer to Coolant in BWR (0-30 SEC)

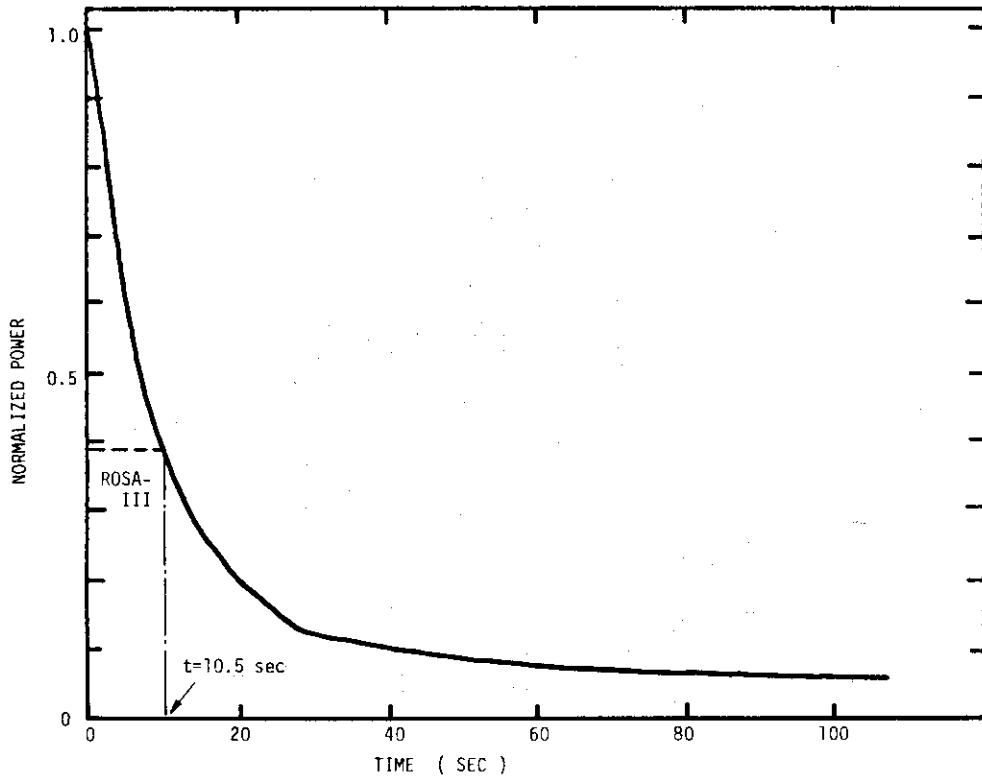


Fig.4 Heat Transfer Rate to Cool in BWR
(0-100 SEC)

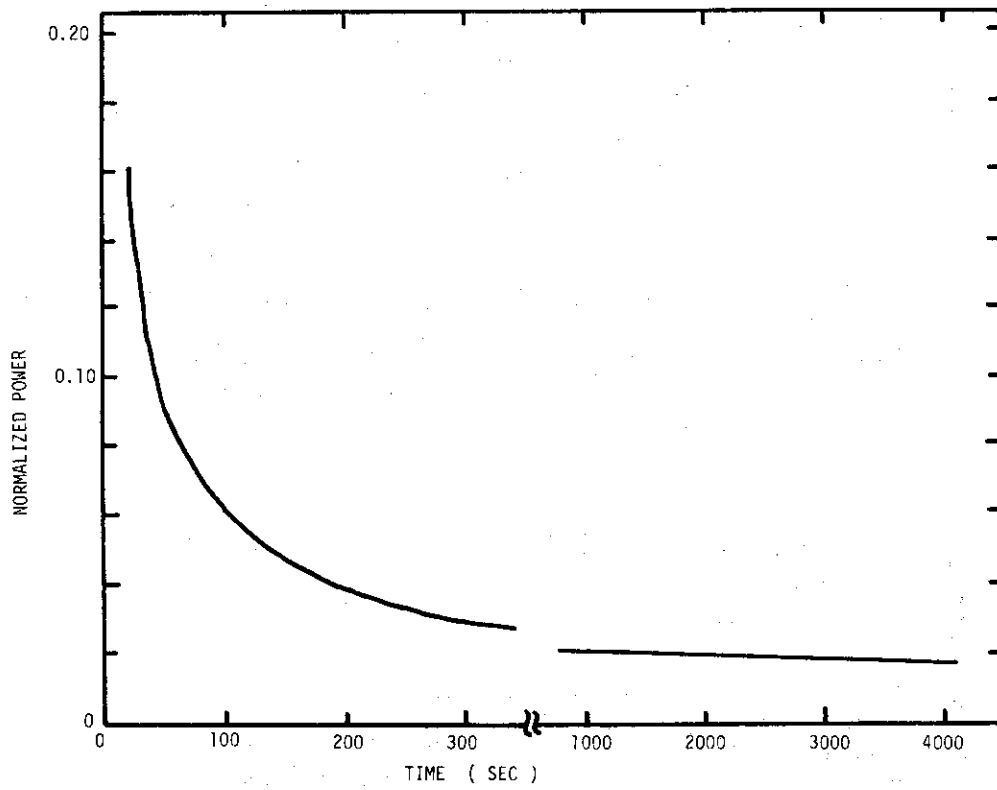


Fig.5 Heat transfer Rate to Coolant in BWR
(0-4000 SEC)

LISTING OF INPUT DATA FOR CASE 1

```

1  = BWR(3800MW),FEED WATER(1-4 SEC)
2  * PROBLEM DIMENSION
3  010001 -2 9 3 6 19 2 0 27 2 2 2 2 3 1 3 3 0
4  * PROBLEM CONSTANT
5  010002 3800.0 1.0
6  010005 0 1
7  * EDIT VARIABLE
8  020000 AP 1 AX 3 ML 9 ML 10 WQ 3 JW 1 JW 27 JW 26 AX 7
9  * TIME STEP
10 030010 1 10 2 0 0.01 0.000001 0.5
11 030020 10 50 2 0 0.005 0.000001 13.0
12 030030 10 50 2 0 0.005 0.000001 50.0
13 * TRIP CONTROL
14 040010 1 1 0 0 50.0 0.0 * END PROBLEM
15 040020 2 1 0 0 0.0 0.0 * CLOSE STEAM LINE
16 040030 3 1 0 0 0.0 0.0 * STOP FEED WATER
17 040040 4 1 0 0 0.0 0.0 * BREAK OF PRIMARY LOOP
18 040050 1 -4 1 0 14.22 0.0 * END PROBLEM ON LOW PRESSURE IN VOL 1
19 040060 5 1 0 0 5.0 0.0 * STEAM LINE VALVE
20 * VOLUME DATA
21 050011 0 0 1078.0 535.0 -1.0 4338.0 18.025 18.025 0 105.1 0.620 0.0
22 050021 0 0 1073.0 -1.0 0.021 417.0 4.56 4.56 0 91.3 0.043 18.025
23 050031 0 0 1068.0 -1.0 0.081 417.0 4.57 4.57 0 91.3 0.043 22.585
24 050041 0 0 1062.0 -1.0 0.141 417.0 4.57 4.57 0 91.3 0.043 27.155
25 050051 0 0 1068.0 535.0 -1.0 860.0 13.7 13.7 0 61.7 0.11 18.025
26 050061 0 0 1057.0 -1.0 0.1485 989.0 5.0 5.0 0 237.0 17.4 31.725
27 050071 0 0 1053.0 -1.0 1.1485 1854.0 13.92 13.92 0 133.2 0.67 36.725
28 050081 2 0 1040.0 551.0 -1.0 5580.0 20.0 0.0 0 343.6 4.2 52.915
29 050091 1 0 1045.0 -1.0 0.0 2408.0 10.33 3.50 0 122.0 0.54 42.585
30 050101 2 0 1051.0 535.0 -1.0 3619.0 32.585 32.585 0 117.0 1.33 10.0
31 050111 0 0 1070.0 535.0 -1.0 146.0 17.2 17.2 0 10.0 1.0 10.0
32 050121 0 0 1070.0 535.0 -1.0 146.0 17.2 17.2 0 10.0 1.0 10.0
33 050131 0 0 1043.0 535.0 -1.0 149.2 32.17 32.17 0 3.14 2.0 -20.17
34 050141 0 0 1172.0 535.0 -1.0 42.4 2.0 2.0 0 3.14 2.0 -20.17
35 050151 0 0 1279.0 535.0 -1.0 185.4 47.87 47.87 0 3.14 2.0 -20.17
36 050161 0 0 1043.0 535.0 -1.0 106.8 32.17 32.17 0 3.14 2.0 -20.17
37 050171 0 0 1172.0 535.0 -1.0 42.4 2.0 2.0 0 3.14 2.0 -20.17
38 050181 0 0 1279.0 535.0 -1.0 185.4 47.87 47.87 0 3.14 2.0 -20.17
39 050191 0 0 1045.0 535.0 -1.0 42.4 2.0 2.0 0 3.14 2.0 10.0
40 * BUBBLE DATA
41 060011 0.0 3.0
42 060021 0.8 3.0
43 * JUNCTION DATA
44 080011 1 2 0 0 3.4030E+4 91.3 18.025 0.11 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 2
45 080021 2 3 0 0 3.4030E+4 91.3 22.585 0.05 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 3
46 080031 3 4 0 0 3.4030E+4 91.3 27.155 0.05 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 3
47 080041 4 6 0 0 3.4030E+4 91.3 31.725 0.036 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 1
48 080051 1 5 0 0 3.4000E+3 61.7 18.025 0.20 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 0
49 080061 5 6 0 0 3.4000E+3 61.7 31.725 0.12 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 0
50 080071 6 7 0 0 3.7430E+4 133.2 36.725 0.15 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 0
51 080081 7 9 0 0 3.7430E+4 133.2 50.645 0.12 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 0
52 080091 9 8 0 0 4.5400E+3 343.6 52.915 1.00 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 0
53 080101 9 10 0 0 3.2890E+4 122.0 42.585 0.131 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0.0 1 0
54 080111 10 13 0 0 4.9450E+3 3.14 11.0 0.0 0.0 0.0 0 2 0 0.0 0.0 1 0
55 080121 13 14 -2 0 4.9450E+3 3.14 -19.17 0.0 0.0 0.0 0 3 0 0.0 0.0 1 0
56 080131 14 15 2 0 4.9450E+3 3.14 -19.17 0.0 0.0 0.0 0 3 0 0.0 0.0 1 0
57 080141 15 11 0 0 4.9450E+3 0.54 27.2 0.0 0.68 0 1 2 2 0.57 1 0 1
58 080151 10 11 0 0 1.3770E+4 3.0 27.2 3.89 0.1 1.17 0 0 2 0 0.0 0 1 0
59 080161 11 1 0 0 1.8715E+4 16.2 10.0 0.0 0.0 0 0 2 0 0.0 0 1 0
60 080171 19 16 0 1 4.9450E+3 3.14 11.0 0.0 0.0 0 0 2 0 0.0 0 1 0
61 080181 16 17 -1 0 4.9450E+3 3.14 -19.17 0.0 0.0 0 0 3 0 0.0 0 1 0
62 080191 17 18 1 0 4.9450E+3 3.14 -19.17 0.0 0.0 0 0 3 0 0.0 0 1 0
63 080201 18 12 0 0 4.9450E+3 0.54 27.2 0.0 0.68 0 1 2 2 0.57 1 0 1
64 080211 10 12 0 0 1.3770E+4 3.0 27.2 3.89 0.1 1.17 0 0 2 0 0.0 0 1 0
65 080221 12 1 0 0 1.8715E+4 16.2 10.0 0.0 0.0 0 0 2 0 0.0 0 1 0
66 080231 10 19 0 0 4.945E+3 3.14 11.0 0.0 0.0 0.1 1 3 0 0.0 0 1 0
67 080241 0 8 2 2 -4.54E+3 17.1 54.415 0.029 0.0 0.0 0 1 0 0.0 0 1 0
68 080251 0 10 1 0 4.9400E+3 2.1795 40.585 0.089 0.0 0.0 0 0 0 0.0 0 1 0
69 080261 16 0 2 0 0.0 3.14 11.0 0.0 1.5 0 1 3 0 0.0 0.57 1 0 1
70 080271 19 0 2 0 0.0 3.14 11.0 0.0 1.5 0 1 3 0 0.0 0.57 1 0 1
71 *
72 * PUMP CURVE INPUT INDICATOR
73 *
74 100000 0 0 0 0
75 *
76 * PUMP DESCRIPTION
77 *
78 090011 1 4 1 1 1485. 1.0 48300. 805.2 2.6E+4 2.9E+4 0.0 2.6E+3
79 090021 1 4 1 1 1485. 1.0 48300. 805.2 2.6E+4 2.9E+4 0.0 2.6E+3
80 *
81 * PUMP HEAD MULTIPLIER
82 *
83 091000 4 .0 .0 .1 .0 0.3 1.0 1.0 1.0
84 *
85 * PUMP TORQUE MULTIPLIER
86 *
87 092000 4 .0 .0 .1 .0 0.3 1.0 1.0 1.0
88 * VALVE DATA
89 110010 4 0.0 0.0 0.0 0.0 * PRIMARY LOOP (J17)
90 110020 5 0.0 0.0 0.0 0.0 * VALVE FOR STEAM LINE
91 * LEAK TABLE
92 120100 -4 2 1035. 0.0 1.0 0.5 0.0 1.5 0.0 50.0 0.0
93 120200 -3 4 14.22 0.0 0.0 0.1 1.0 50.0 1.0
94 * FILL TABLE
95 130100 -4 3 0 0 1055. 420. 0.0 2083. 1.0 2083. 4.0 0.0 50.0 0.0
96 130200 -4 2 0 0 0.99 543.0 0.0 -265.5 3.0 -265.5 5.0 0.0 1000.0 0.0
97 *
98 * KINETIC CONSTANTS
99 *
100 140000 2 120.0 0.0

```

```

101 *
102 * SCRAM TABLE
103 *
104 141000 -5 4 0.0 0.0 0.9 0.0 1.25 -1.0 3.24 -20.0 100.0 -20.0
105 * DENSITY REACTIVITY TABLE
106 142000 0
107 * DOPPLER TABLE
108 143000 0
109 * REACTIVITY COEFFICIENT
110 140010 0.0 0.0 0.0 0.0
111 140020 0.0 0.0 0.0 0.0
112 140030 0.0 0.0 0.0 0.0
113 * HEAT SLAB
114 150011 0 2 1 0 0.0 26776. 275.0 0.0 0.043
115 150021 0 3 1 1 0.0 31488. 323.4 0.0 0.043
116 150031 0 4 1 1 0.0 26776. 275.0 0.0 0.043
117 * CORE SECTION
118 160020 2 1 4 9 4.57 0.00283 0.053 0.470
119 160010 1 1 4 9 4.56 0.00283 0.053 0.265
120 160030 3 1 4 9 4.57 0.00283 0.053 0.265
121 * SLAB GEOMETRY
122 170101 2 3 1 3 0.0 0.0173 1.0
123 170102 1 2 2 0.000375 0.0
124 170103 0 3 3 0.00283 0.0
125 * THERMAL CONDUCTIVITY
126 180100 20
127 180101 100. 5.00256 300. 3.996 500. 3.3282 * UO2
128 180102 700. 2.85408 900. 2.50128 1100. 2.22948
129 180103 1300. 2.01528 1500. 1.84356 1700. 1.7046
130 180104 1900. 1.5516 2100. 1.4652 2300. 1.386
131 180105 2500. 1.3356 3000. 1.2708 3500. 1.2384
132 180106 3700. 1.2384 4000. 1.26 4300. 1.314
133 180107 4700. 1.404 5100. 1.5048
134 180200 5 32.0 .0895 752.0 .158 1472.0 .212 2192.0 .250 3272.0 .298
135 * ZIRCALLOY
136 180300 15
137 180301 100. 7.9092 300. 8.2224 500. 8.676
138 180302 700. 9.27 900. 10.0 1100. 10.872
139 180303 1300. 11.8872 1500. 13.0356 1700. 14.328
140 180304 1800. 14.652 2000. 16.02 2200. 17.892
141 180305 2500. 21.132 2900. 26.28 3300. 32.22
142 * VOLUMETRIC HEAT CAPACITY
143 190100 20
144 190101 100. 57.79 300. 65.4 500. 69.14
145 190102 700. 71.43 900. 73.06 1100. 74.35
146 190103 1300. 75.43 1500. 76.39 1700. 77.28
147 190104 2500. 79.70 2700. 81.0 3000. 85.0
148 190105 3200. 89.7 3500. 99.0 3800. 111.6
149 190106 4100. 126.5 4400. 140.3 4600. 147.4
150 190107 4800. 153.0 5100. 156.2
151 190200 1 32.0 0.00833
152 190300 11
153 190301 100. 14.248 300. 43.908 500. 46.158
154 190302 700. 47.886 900. 49.368 1100. 50.73
155 190303 1300. 52.014 1500. 53.256 1700. 54.468
156 190304 1800. 52.2 3300. 52.2
157 * LINEAR EXPANSION COEFFICIENT
158 200100 1 32.0 5.6E-6
159 200200 1 32.0 0.0
160 200300 1 32.0 3.3E-6
161 *
162 * DENSITY REACTIVITY TABLE
163 *
164 142000 -10 .2 -11.55 .3 -8.83 .4 -6.69
165 CARD ABOVE IS REPLACEMENT CARD.
166 142001 .5 -5.01 .6 -3.64 .7 -2.51
167 142002 .8 -1.55 .9 -0.73 1. 0.
168 142003 1.1 0.
169 *
170 * DOPPLER TABLE
171 *
172 143000 -6 0. 1.85 1000. 0. 2000. -1.71
173 CARD ABOVE IS REPLACEMENT CARD.
174 143001 3000. -3. 4000. -4.28 5000. -5.43
175 *
176 * REACTIVITY COEFFICIENT DATA
177 *
178 140010 0.265 0.265 0.0 0.0
179 CARD ABOVE IS REPLACEMENT CARD.
180 140020 0.470 0.470 0.0 0.0
181 CARD ABOVE IS REPLACEMENT CARD.
182 140030 0.265 0.265 0.0 0.0
183 CARD ABOVE IS REPLACEMENT CARD.

```