

JAERI-M
4453

JMTR資料-153

JMTR燃料溶融事故に対する計装の応答
(事故事例研究シリーズ その1)

1971年5月

材 料 試 験 炉 部

日 本 原 子 力 研 究 所
Japan Atomic Energy Research Institute

J M T R 燃料溶融事故に対する計装の応答
(事故事例研究シリーズ その 1)

日本原子力研究所 大洗研究所 材料試験炉部
(1 9 7 1 年 5 月 受 理)

要 旨 J M T R 燃料要素に流路閉塞が起り、1 本要素の約 1/10 の燃料 (U^{235} 量 20 グラム) が溶融した場合を想定し、各計装の感度応答を検討した。燃料溶融部分に含まる FP のうち一次冷却中に放出される割合を 100 % と仮定した。

当然のことながら、この程度の規模の想定事故では殆んど計装はスケールオーバーする。警報が発せられれば破損を認知できるので、感度より逆算して各計装の警報設定点における検知可能な最少燃料溶融量も算出している。数% の燃料溶融で殆んどモニターが警報を発する。

付録にアメリカ国内で経験された材料試験炉の主な燃料破損などについて述べた。

Response of the Instruments for the JMTR Fuel Melting
(Incident-Example Research. Series-1)

Division of JMTR Project, Oarai, JAERI

(Received May, 1971)

Abstract The response of instruments in the JMTR are studied for a hypothetical melting incident of the fuel element (1/10 of a fuel element melting = 20 grams of U-235) due to a flow blockage. The fraction of fission products released into the coolant water assumed is 100 per cent.

A fuel melting of this scale sufficiently causes the off-scale in most of the instruments of the JMTR.

Typical fuel-failure incidents in the MTR (ETR) - type reactors in the United States, etc. are given in the Appendix.

目 次

1. 緒 言	1
2. 燃料破損事故想定と計装の応答	2
2.1 事故想定	2
2.1 計装の応答	2
2.2.1 核計装	2
2.2.2 炉出口モニター (D Nモニター)	5
2.2.3 主循環水モニター	8
2.2.4 N^{16} 検出系	9
2.2.5 脱気出口モニター	9
2.2.6 スタックガスモニター	10
2.2.7 スタックダストモニター	10
2.2.8 一次系水分析	12
3. 事故発生した場合の時間的経過	13
4. 結 論	15
付録 1 燃料破損事故の概括	17
付録 2 J M T R 安全評価のための事故想定	17
付録 3 材料試験炉の主な事故例	18

1. 緒 言

世界の原子炉で燃料の破損事故の経験は多い。破損の様子は炉の型や使用している燃料の形態によって異なる。

I M T Rで使用しているのはE T R型燃料である。E T R (又はM T R)型燃料の場合、破損をもたらす主な原因は

- (1) 異物による燃料流路閉塞 (O R R, M T R, E T R)
- (2) 燃料板の側板への取付け不良 (M T R)
- (3) 実験物が近接する燃料をこする (G E T R)
- (4) 燃料の誤組立て (M T R)
- (5) 被覆とミートのボンド不良 (unbonding)

等である。

これらの原因による破損事故の大部分は炉の出力上昇の途中に起こるものであり最終的にはモニターの指示異常から認知できるが、炉出力上昇を慎重に行なえば燃料溶融事故に至る前段階である冷却材の核沸騰の段階で核計装指示のふらつきから異常を認知できる可能性がある。事故が起こると当然のことながら一次冷却系が汚れ、精製系による除去作業を行なってもなかなか元通りに戻らず一次系のバックグラウンド上昇は免かれずその後の炉心作業をやり難くする。それ故破損事故はできるだけ早期に発見し一次系の汚染を少なくすることが必要である。

事故の場合、短時間の判断で炉を停止する必要がある。しかし誤った判断で炉を屢々止めるということも困るので正確な判断が要求される。このため当部では燃料破損に対する各計装系の応答を調べておき、実際の破損事故の場合に適切な措置をとれるようにした。

燃料事故の想定として一要素の10% (~20グラムの U^{235})が溶融したとし、各計装の応答について検討した。計装名と担当者などを第1表に示す。

第1表 計装の応答の検討担当者

計 装 名	検出器種類	担 当 者
1. 核計装	C I C	神原忠則
2. 炉出口モニター	B F ₃	斉藤 実, 中田宏勝
3. 主循環水モニター	N a I	山谷健三郎, 三輪秀泰
4. N ¹⁶ 系	N a I	" , "
5. 脱気出口モニター	N a I	小山田六郎
6. スタックガスモニター	N a I	大内信平, 関 昭雄
7. スタックダストモニター-№1, №2	G M, N a I	" , "
8. 一次系水分析	-	伊丹宏治, 戸根弘人

燃料破損事故は原研では JRR-3 で多く経験されている。JRR-3 の燃料ミートは金属ウランウムであり JMT R のそれはウラン・アルミ合金であるので、JRR-3 の経験をそのまま JMT R に当てはめることはできないかも知れないが、参考となる点が多い。附録 1 では JRR-3 の経験をもとに破損事故の概括を行ない、付録 2 では JMT R の安全解析で行なった重大事故及び仮想事故の想定を紹介し、附録 3 では ETR 又は MTR 型燃料の破損事故例を紹介する。

2. 燃料破損事故想定と計装の応答

2.1 事故想定

計装の応答を検討するために想定した事故は次のようである。

- (1) JMT R を 50 MW で運転中運転開始より 15 日目に燃料要素 1 本が異物による流量閉塞により溶融する。
- (2) 溶融した U^{235} 量は 20 グラム (要素 1 本の約 10%) とする。

1 要素の 1/10 が溶融するという仮定は別に深い意味はなく、JMT R の重大事故では 1 要素全部 (全燃料装荷量の 5%) が溶融することを想定しているの、その 1/10 の流路閉塞事故を考えたに過ぎず又起こりうる事故であると考えるので、この仮定を前提とする。

2.2 計装の応答

2.1 節の破損事故の想定のもとに各計装の応答を検討した。第 1 図に主循環系統に設置されている放射線モニターの配置と燃料破損が生じてからの検出遅れ時間を示す。次に各計装の応答を検討した結果を順をおって示す。

2.2.1 核計装

流路閉塞により燃料溶融が起きた場合、核計装としては次のような応答を示すものと予想される。

- ① 流路閉塞により沸騰が起こり、核計装のうち線形出力計、ペリオド計及び偏差出力計 (自動制御系の) のふらつきが大きくなる。特に偏差出力計はふらつき分 (出力変動) だけを (拡大して) みていることになるので沸騰現象をとらえるのに有効である。
- ② 沸騰が起こると負のボイド係数により炉の反応度が減る。制御棒の位置の変化により異常を認知できる。
- ③ 燃料が溶融し冷却水中に脱落すると負の質量係数により炉の反応度が減り、制御棒の位置の変化により異常を認知できる。

①の現象は定量的に調べることが非常に難しい。ORR の事故の例 (付録 3 参照) では燃料板一枚の $\sim 1/5$ が溶けるような規模の場合ペリオド計の指示のふらつきは 50 秒程度であり safety channel の指示のふらつきは $\pm 3\%$ 程度であった。②、③の現象についてやや定量的な検討を試みる。

燃料破損事故は原研では JRR-3 で多く経験されている。JRR-3 の燃料ミートは金属ウランウムであり JMT R のそれはウラン・アルミ合金であるので、JRR-3 の経験をそのまま JMT R に当てはめることはできないかも知れないが、参考となる点が多い。附録 1 では JRR-3 の経験をもとに破損事故の概括を行ない、付録 2 では JMT R の安全解析で行なった重大事故及び仮想事故の想定を紹介し、附録 3 では ETR 又は MTR 型燃料の破損事故例を紹介する。

2. 燃料破損事故想定と計装の応答

2.1 事故想定

計装の応答を検討するために想定した事故は次のようである。

- (1) JMT R を 50 MW で運転中運転開始より 15 日目に燃料要素 1 本が異物による流量閉塞により溶融する。
- (2) 溶融した U^{235} 量は 20 グラム (要素 1 本の約 10%) とする。

1 要素の 1/10 が溶融するという仮定は別に深い意味はなく、JMT R の重大事故では 1 要素全部 (全燃料装荷量の 5%) が溶融することを想定しているの、その 1/10 の流路閉塞事故を考えたに過ぎず又起こりうる事故であると考えるので、この仮定を前提とする。

2.2 計装の応答

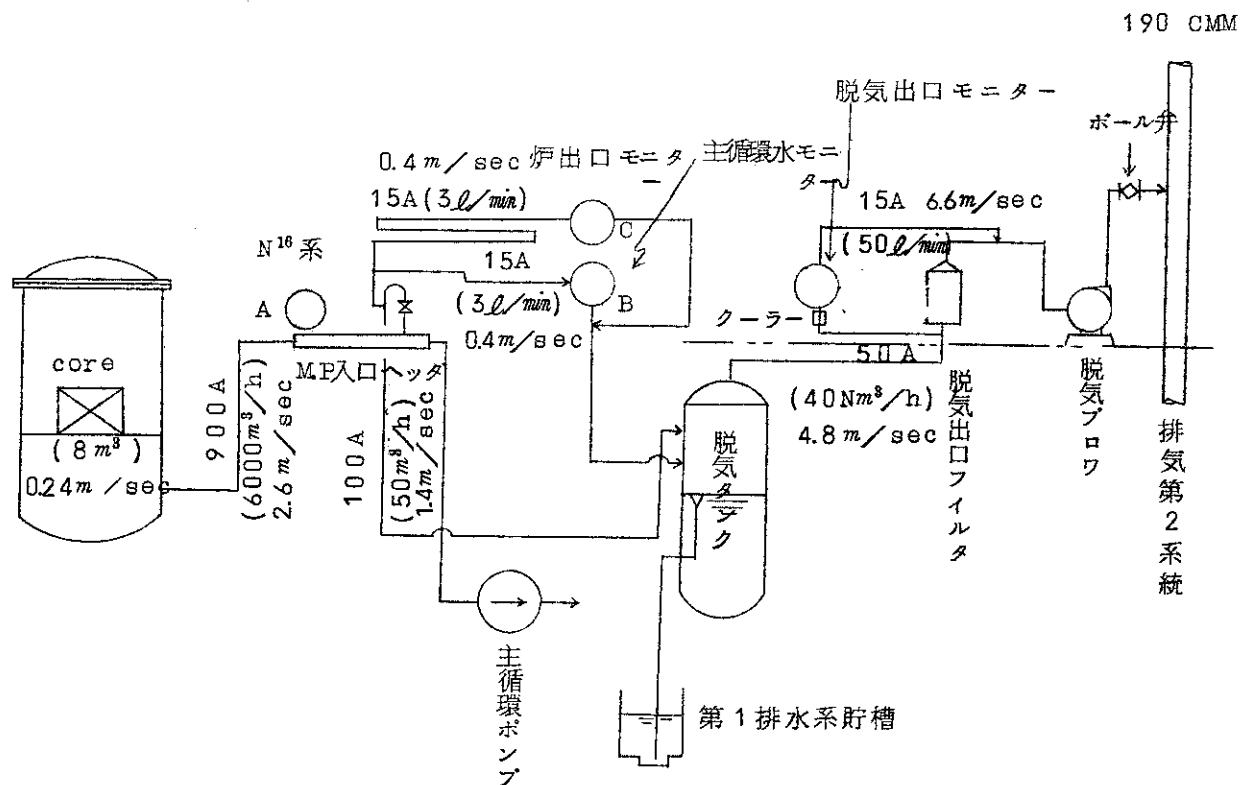
2.1 節の破損事故の想定のもとに各計装の応答を検討した。第 1 図に主循環系統に設置されている放射線モニターの配置と燃料破損が生じてからの検出遅れ時間を示す。次に各計装の応答を検討した結果を順をおって示す。

2.2.1 核計装

流路閉塞により燃料溶融が起きた場合、核計装としては次のような応答を示すものと予想される。

- ① 流路閉塞により沸騰が起こり、核計装のうち線形出力計、ペリオド計及び偏差出力計 (自動制御系の) のふらつきが大きくなる。特に偏差出力計はふらつき分 (出力変動) だけを (拡大して) みていることになるので沸騰現象をとらえるのに有効である。
- ② 沸騰が起こると負のボイド係数により炉の反応度が減る。制御棒の位置の変化により異常を認知できる。
- ③ 燃料が溶融し冷却水中に脱落すると負の質量係数により炉の反応度が減り、制御棒の位置の変化により異常を認知できる。

①の現象は定量的に調べるのが非常に難しい。ORR の事故の例 (付録 3 参照) では燃料板一枚の ~ 1/5 が溶けるような規模の場合ペリオド計の指示のふらつきは 50 秒程度であり safety channel の指示のふらつきは ± 3% 程度であった。②, ③の現象についてやや定量的な検討を試みる。



A 点 : 7 sec
B 点 : 50 sec
C 点 : 63 sec
D 点 : 63 sec
排気系 : 63 sec

第1図 J M T R放射線モニター検出時間遅れ

沸騰による反応度変化

流路閉塞により沸騰を開始するまでの時間はおよそ0.4秒^{*}であり殆んど瞬時である。反応度の大きさはもちろんボイドの量によるが、いま三つの燃料板間流路（燃料二枚分が溶融すると仮定したから）にその容積の1/3がボイドになるとすると反応度は $-0.03\% \delta k/k$ 程度であり、自動制御棒の動きにして約10mmである^{**}。この程度の動きでは運転員が制御棒の動きをよほど注意してみないと認知することはできない。

燃料溶出による反応度変化

流路閉塞により燃料溶融が起こるまでの時間は約1.4秒^{***}であり、これも殆んど瞬時とみてよい。事故想定のように20グラム（燃料枚ほぼ二枚分）の燃料が溶出すると $-0.11\% \delta k/k$ ^{****}の反応度が印加される（自動制御棒の動き約30mm）。この結果炉出力は一時的に約15%低下するが、自動制御系の働きにより3秒ほど後に元のレベルに戻る。この場合には「誤差出力大」（±10%以上）の警報がでるので異常が認知できよう。（制御棒が急に動いたような場合には炉に重大な異常が発生したものとみなし、運転員は十分な注意が必要である）。

* 燃料要素一本の出力 $P = 2 \text{ MW}$

$$= 0.48 \times 10^6 \text{ cal/sec}$$

出力50MW，流速10m/secのとき燃料板表面温度は $\sim 145^\circ\text{C}$ である。

14Kg/cm² 加圧水の沸騰温度は 195°C であるから沸騰開始までの時間 t は

$$t = \frac{195 - 145}{r}$$

但し

$$r = \frac{W - AhT}{MC}$$

数値を入れて

$$t = 0.44 \text{ 秒}$$

と求まる。

r = 温度上昇率

A = 要素一本の燃料板表面積 (1.75 m^2)

T = 冷却材の定常時温度と沸騰温度との差
($195 - 50 = 145^\circ\text{C}$)

M = 要素一本の燃料板重量
(1.27 Kg)

C = ミート比熱 ($A\ell$ の比熱を使用, 0.26 cal/g)

h = 静水の熱伝達係数
($0.042 \text{ cal/cm}^2 \cdot \text{sec} \cdot ^\circ\text{C}$)

** ボイド係数の値として $-1 \times 10^{-3} \delta k/k/\% \text{ void}$ (CF実験値) を使用した。

*** 溶融温度として $A\ell$ のそれ (657°C) を使い、熱伝達係数として沸騰開始前の値 ($h = 0.042 \text{ cal/cm}^2 \cdot \text{sec} \cdot ^\circ\text{C}$) を使った。実際には沸騰時の h はそれより小さくなるので、溶融が起こるまでの時間はもっと短くなる。

**** $20(\text{g}) \times 0.70(\phi/\text{g}) \times 0.73 \times 10^{-2}(\% \delta k/k/\phi) = 0.11(\% \delta k/k)$

2.2.2 炉出口モニター (DNモニター)

バックグラウンドとなる N^{17} (中性子及び β を放出し半減期 4.1 秒, $O^{17}(n, p)$ により生成される。) を減衰させるため炉心出口より 6.3 秒遅れのところに設置してある。DN モニターの構造は内容積 10 ℓ の円筒形の Water Chamber の中央に 1 本, 周囲に 6 本の $B F_3$ 計数管が配置されている。DN モニターの対象核種は Br^{87} ($T_{1/2}$ 55.6 S), Br^{88} (15.5 S) 及び I^{137} (20.0 S) である。燃料破損が起こってから DN モニターの感度応答を検討する。

(1) Water chamber 中の中性子放出率

○ 事故時 20 gr に対応する, 対象核種の量及び中性子放出量

$$\lambda N_s = \sum_f \phi Y \quad (\text{dps})$$

$$\therefore \frac{\lambda N_s}{N_{25}^0} = \sigma_f \phi Y$$

$$\phi = 2.9 \times 10^{14}, \quad N_{25}^0 (20 \text{ gr}) = 5.12 \times 10^{22}, \quad \sigma_f = 386 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$$

	Y (%)	λN_s	μ	$n = \mu \lambda N_s$ (n/sec)
Br^{87}	2.49	1.42×10^{14}	0.02	2.85×10^{12}
Br^{88}	4.79	2.74×10^{14}	0.04	1.10×10^{13}
I^{137}	6.10	3.49×10^{14}	0.08	2.80×10^{13}

○ 一次水中の濃度

fission release は瞬時に行なわれ RPV 部ブレナム (8 m^3) に一様に拡散したのち一次系水 (流量 $6000 \text{ m}^3/\text{hr}$) で希釈されるとする。

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N - \frac{1}{\tau_1} N$$

N ; 濃度

τ_1 ; ブレナム水の平均交換時間 ($= 4.8 \text{ sec}$)

$$N = N_0 e^{-\alpha_1 t}$$

α_1 ; $\lambda + 1/\tau_1$

N_0 ; n/V ($V = 8 \text{ m}^3$)

DN モニタまでの遅れ及び DN モニタ water chamber 交換時間

モニタ水流量 3 ℓ/min ; f

モニタまでの遅れ 6.3 sec ; t_0

water chamber 容量 10 ℓ ; v

○ モニタの応答

$t=0$ で q なる濃度の水が入って来ると water chamber 中の問題核種中性子放出率 a は,

$$\frac{da}{dt} = -\lambda a - \frac{f}{v} a + f \cdot q$$

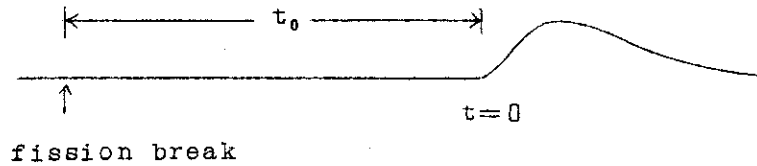
ここで $q = N e^{-\lambda t_0} = N_0 e^{-\lambda t_0} e^{-\alpha_1 t}$

従って $a(t) = f \frac{n}{V} e^{-\lambda t_0} \frac{1}{\alpha_2 - \alpha_1} (e^{-\alpha_1 t} - e^{-\alpha_2 t})$

α_2 ; $\lambda + \frac{1}{\tau_2}$

τ_2 ; モニタ中の平均交換時間
(= 2 0 0 s e c)

即ち



モニタの water chamber 中の水の濃度は

$$A = \frac{1}{V} \sum a(t) \text{ となる。}$$

ここで $\frac{n}{V} e^{-\lambda t_0} \quad \frac{n}{V} e^{-\lambda t_0} \text{ (neutron/cc} \cdot \text{sec)}$

Br ⁸⁷	3.56×10^5	0.469	1.67×10^5
Br ⁸⁸	1.37×10^6	0.0686	0.94×10^5
I ¹³⁷	3.49×10^6	0.177	6.19×10^5

であるからモニタでの支配核種は I¹³⁷ について、最大濃度になる時刻を求めそれに対応する各種の $a(t)$ を求めると、 $a(t = 9.61 \text{ sec})$

$$\text{Br}^{87} \quad 2.97 \times 10^7$$

$$\text{Br}^{88} \quad 1.23 \times 10^7$$

$$\text{I}^{137} \quad 0.945 \times 10^8$$

$$\underline{\sum a = 1.34 \times 10^8}$$

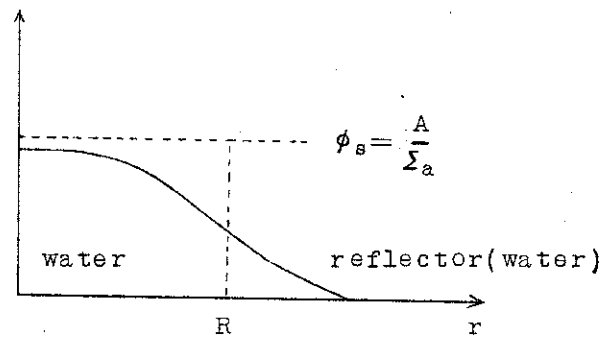
$$A_{\max} = \frac{1}{V} \sum a = 1.37 \times 10^4 \text{ n/cc} \cdot \text{sec}$$

即ち、water chamber 中の濃度は fission break 後 ~ 7.3 秒に最大値 1.37×10^4 neutron/cc · sec になる。

○モニタの感度

D N モニタの構造は、内容積 10 ℓ の円筒形の water chamber のまわりを厚さ、約 10 cm のパラフィンで覆ったもので water chamber 中に合計 7 本の BF₃ counter が挿入されている。BF₃ counter は中央に 1 本、周辺に 6 本等分に配置されている。BF₃ counter は約 1 cps/nv の感度をもつ。

このモニタを容積 10 ℓ の球形 water chamber で模擬し、まわりに無限大の水があるものと仮定し、water chamber 中の一様中性子源がある場合の中性子束分布をエネルギー 1 組で解くと、下図の如くなる。



ϕ の最大値は, source flux A/Σ_a を超えることはなく, reflector がパラフィンに代っても同じである。従って, モニタの指示は下式で示される。

$$\text{モニタの指示 (cps)} = \frac{A}{\Sigma_a} \times 1 \text{ (BF}_3 \text{ の感度)} \times (1 \times 1 + 0.5 \times 6)$$

BF₃ の本数
BF₃ counter の検出 weight

ここに $\Sigma_a(\text{water}) = 0.0191 \text{ cm}^{-1}$ であるから

モニタの指示 (cps) = $2.1 \times 10^2 \cdot A$ となる。

○モニタの指示

fission break 7.3 秒後の water chamber 中の最大濃度は $1.37 \times 10^4 \text{ n/cc} \cdot \text{sec}$ であるから, モニタの指示は $2.1 \times 10^2 \times 1.37 \times 10^4 = 2.88 \times 10^6 \text{ (cps)}$ となりスケールオーバーとなる*。30 MW 運転中のバックグラウンドは高々 1 cps であるから十分検出可能である。なお警報設定点 10 cps に対応する U^{235} 量は

$$\frac{20(\text{g})}{2.88 \times 10^6(\text{cps})} \times 10(\text{cps}) = 7.0 \times 10^{-5}(\text{g})$$

$$= 70 \mu\text{g}$$

である。

以上の検討の前提は 20 g の燃料に含まれる FP が瞬時に放出されたと仮定した場合であるが, 以降の検討の前提と同様に 2 分間にわたって放出されると仮定した場合には前者が下部プレナム水 8 m³ 中に希釈されるのに対し, 後者は一次系全保水量 160 m³ 中に希釈されるので BF₃ Counter の感度は約 1/20 に落ちる。従って警報設定点に対応する U^{235} は

$$70(\mu\text{g}) \times 20 = 1400(\mu\text{g}) = 1.4(\text{mg})$$

になる。

* BF₃ Counter は 10^6 cps をこえると窒息現象がいちじるしくなり, 計数が少くなる可能性がある。

2.2.3 主循環水モニター

一次系より分岐し精製系に入る流路のところに設けてあり、検出遅れ時間は約50秒である。

燃料溶融が起きた場合、一次系に放出されるFPの割合はどの程度か、更にウラン合金の放出される割合はどの程度か疑問が残る。ORRの事故(ORNL-TM-627)では殆んど揮発性のFPだけであったと報じられているが、ETRの事故(IDO-16780)では U^{235} も一次系に飛出していることが報じられている。ここでは内蔵するFPが全部飛び出すとして解析する。

FPが瞬時に一次系に飛び出した場合と、ある時間間々で徐々に飛び出した場合とではモニターの感度応答が異なる。2.2.2項(5ページ)のDNモニターの場合は前者を仮定したものであり同項で示したように検出器位置の濃度は一時的に非常に高くなるがあとは炉内下部プレナム平均交換時間($\tau_1 = 4.8 \text{ sec}$)で決まる減衰率(e^{-t/τ_1})で急速に減衰する。しかしORRの例をみるとモニターの指示はむしろいくぶん上昇きみであるし、ETRなどの例でもモニターの指示が途中から下がり始めたという報告はない。これから推定されることは燃料溶融中FPは徐々に一次系に持去られるということである。ここではこの場合を想定し、FPは2分間にわたって一次系に放出されるものと仮定する。

(1) 一次冷却水中のFPの濃度

燃料溶融量 20g (2分間にわたって全部のFP放出)

炉運転条件 = 50MW, 15日

$$\phi_{th} = 2.9 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$$

$$\text{比放射能} = 1.3 \times 10^{-17} \text{ Ci/U}^{235} \text{ Atom (ORNL-2127)}$$

一次系に溶出するFPの放射能は上の基本的数値から計算すると

$$6.75 \times 10^5 \text{ Ci}$$

となる。

2分間に炉心中を流れる水量は200m³であり、一次系全保水量は160m³であるから、上の式で示される放射能が一次系水に均一に希釈されるとしその濃度を求めると、

$$\frac{6.75 \times 10^5 \text{ (Ci)}}{1.6 \times 10^8 \text{ (cc)}} = 4.2 \times 10^3 \text{ } \mu\text{Ci/cc}$$

となる。

(2) 主循環水モニターの感度(指示)

炉心を出てからモニター位置に達するまで50秒かかるので水の濃度は $\sim 1/2$ に減衰する。
すなわち

$$4.2 \times 10^3 \text{ (}\mu\text{Ci/cc)} \times \frac{1}{2} = 2.1 \times 10^3 \text{ } \mu\text{Ci/cc}$$

一方モニターの測定範囲は

$$1.8 \times 10^{-5} \sim 1.8 \times 10^1 \text{ } \mu\text{Ci/cc}$$

なので二桁ほどスケールオーバーし、十分燃料破損を検知できる。循環水が一巡する時間は ~ 1.6 分であり、FP放出は2分間にわたるとしたので一巡後0.4分間は一時水中の濃度が増える。その後は減衰して行くが、30分後でも $1/2$ になる程度で比較的ゆるやかである。

2.2.4 N^{16} 検出系

N^{16} 検出系は 5.0 MeV 以上の γ 線を検出できるようにそのディスクリが設定されている。従って N^{16} 検出系で検出できる F P は Br^{87} ($T_{1/2}$ 55 sec, 5.4 MeV) のみである。

Br^{87} の放射能濃度

燃料溶融は 2.2.3 項 (8 ページ) で想定したように 20 グラムの燃料が溶融し、2 分間にわたって F P を一次系に放出するとする。15 日間の炉運転では Br^{87} の蓄積量は飽和しているから、放射能は

$$\begin{aligned} C_0 &= \lambda N_B = \gamma N_{235} \sigma_f \phi & \lambda &= Br^{87} \text{の崩壊定数} (=0.0126 \text{ sec}^{-1}) \\ &= 5.46 \times 10^{16} \text{ dps} & N_B &= Br^{87} \text{核数} \\ &= 1.52 \times 10^6 \text{ Ci} & \gamma &= Br^{87} \text{収率} (=0.025) \\ & & N_{235} &= U^{235} \text{核数} (=0.0513 \times 10^{24} \text{ n}) \\ & & \sigma_f &= U^{235} \text{ミクロ平均断面積} (=386 \times 10^{-24} \text{ cm}^2) \\ & & \phi &= \text{中性子束} (=2.9 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}) \end{aligned}$$

2 分間に炉心中を流れる水量は 200 m^3 であり、一次系の全保水量は 160 m^3 であるから、濃度は一次系水に均一に希釈されるとしてそんなに大きな誤りとならない。従って炉心出口での濃度は

$$1.52 \times 10^6 \text{ (Ci)} / 160 \times 10^6 \text{ (cc)} = 0.0095 \text{ Ci/cc}$$

であり、検出器位置での濃度は遅れ時間が ~ 7 秒であるから

$$\begin{aligned} A_D &= 0.0095 e^{-0.0126 \times 7} = 0.0087 \text{ Ci/cc} \\ &= 8.7 \times 10^3 \mu\text{Ci/cc} \end{aligned} \quad (1)$$

次にこれだけの濃度の時の検出系の指示 (cps) であるが、計数効率を N^{16} 濃度の計算値と実際の指示値から求める。50 MW における検出器位置での N^{16} の放射能濃度は、

$\phi_f = 1.5 \times 10^{14} \text{ n/v}$, O^{16} の水中濃度 $= 0.33 \times 10^{23} \text{ n/cc}$, $O^{16} (n, p) N^{16}$ 反応のミクロ断面積 $= 0.019 \text{ mb}$, 炉心通過時間 $= 75 \text{ msec}$, N^{16} の崩壊定数 $= 0.0936 \text{ sec}^{-1}$ を用いて計算すると

$$0.35 \times 10^6 \text{ dps/cc} = 944 \mu\text{Ci/cc}$$

これに対する検出系の指示値は、第 5 サイクルの値から 50 MW 相当で 1125 cps であり計数効率は

$$\epsilon = 1125 \text{ (cps)} / 944 \text{ (}\mu\text{Ci/cc)} = 1.19 \text{ cps}/\mu\text{Ci/cc} \quad (2)$$

従って (1) 式と (2) 式から燃料破損による指示は

$$A_D \times \epsilon = 1.03 \times 10^4 \text{ cps}$$

N^{16} 検出系のフルスケールは 10^5 cps であり、警報設定点を途中に設定しておかないと燃料破損を検知することができない。

2.2.5 脱気出口モニター

脱気タンク水中の稀ガス F P の濃度

脱気タンクでは -200 mm Aq の圧力、 $40 \text{ m}^3/\text{hr}$ の風量で脱気される。水中の揮発性 F P のうち脱気される割合がどの程度かが問題である。J M T R の安全評価の際と同様、稀ガスのみ脱気タンクで 100% 分離れる (設置の書類 P-10-16) と仮定する。実際には Br,

Te, I などの揮発性FPもいくらかは分離される(JPDR<0.1%)であろうが、これらの放射能は稀ガスのそれに比べて無視できる。

15日間(360時間)炉運転後の稀ガスFPの1W当りの放射能はORNL-2127に示されており(第2表), 0.473 Ci/Wである。50 MW炉運転の時燃料20グラムの受け持つ出力は $50 \times 10^6 (w) \times 20 (g) / 6000 (g) = 0.167 \times 10^6 w (6000 g = \text{燃料装荷量})$ であり、従って稀ガスFPの放射能は

$$0.473 (Ci/W) \times 0.167 \times 10^6 (W) = 7.9 \times 10^4 (Ci)$$

水中の濃度は、FPが一次系水に均一に混ざるとすると炉心出口で

$$7.9 \times 10^4 (Ci) / 160 \times 10^6 (cc) = 4.9 \times 10^{-4} (Ci/cc)$$

脱気タンクに達するまでに1/2に減衰するとして

$$2.5 \times 10^{-4} (Ci/cc) = 2.5 \times 10^2 (\mu Ci/cc)$$

脱気中のFP濃度

稀ガスのみタンク中で100%分離されるところから、脱気中のFP濃度は

$$2.5 \times 10^2 (\mu Ci/cc) \times \frac{50 (m^3/hr) \leftarrow \text{脱気タンクへ入る水量}}{40 (m^3/hr) \leftarrow \text{脱気系風量}} \\ = 3.1 \times 10^2 (\mu Ci/cc)$$

校正定数は $2.1 \times 10^{-7} \mu Ci/cc/cps$ であるから指示は $1.4 \times 10^9 cps$ となる。

モニターの指示

モニターの指示範囲は $10 \sim 10^5 cps$ であるので上記の濃度では大きくスケールオーバーする。FPは2分間で飛び出すとしているので、2分以降は指示は減少して行くが、割合ゆるやかな減少である。

2.2.6 スタックガスモニター

脱気タンクで脱気されたFPはオフガス系へ排気され更にフィルターバンクを通してスタックへ排出される。2.2.5項と同様稀ガスのみ100%脱気タンクで分離されるところ。

脱気(オフガス)系中の放射能濃度は2.2.5項で検討したごとく $3.1 \times 10^2 (\mu Ci/cc)$ であるから、スタック中の濃度は

$$3.1 \times 10^2 (\mu Ci/cc) \times \frac{50 (m^3/hr) \leftarrow \text{脱気系風量}}{1.2 \times 10^5 (m^3/hr) \leftarrow \text{スタック風量}} \\ = 0.13 (\mu Ci/cc)$$

モニターの校正定数は $5 \times 10^{-9} \mu Ci/cc/cps$ であるからモニターの指示は $2.6 \times 10^7 cps$ となり、モニターのフルスケールは $10^5 cps$ なので十分スケールオーバーとなる。

2.2.7 スタックダストモニター

モニターとして2台(No.1, No.2)が設置されている。脱気系で分離される核種として2.2.5項及び2.2.6項の時と同じように稀ガスFPのみとするとダストモニターの指示がゼロということになってしまう。これらの項では揮発性FPのうちで稀ガスの放射能割合が圧倒的であっ

Nuclide	Cumulative yield(%)	Half life	Saturated activity(*1) (Ci/w)	炉運転340 h(14日)直 後のactivity (Ci/w)	炉停止3分後 のactivity (Ci/w)	炉停止6分後 のactivity (Ci/w)	備 考 X線エネルギー (MeV)
^{83}Br	0.540	2.4 h	4.53×10^{-3}	4.53×10^{-3}	4.5×10^{-3}	4.53×10^{-3}	
^{85}Br	1.300	3.0 m	1.09×10^{-2}	1.09×10^{-2}	5.5×10^{-3}	2.7×10^{-3}	
$^{83\text{m}}\text{Kr}$	0.540	11.4 m	4.53×10^{-3}	4.53×10^{-3}	4.3×10^{-3}	4.24×10^{-3}	0.032 (100%)
$^{86\text{m}}\text{Kr}$	1.300	4.4 h	1.09×10^{-2}	1.09×10^{-2}	1.09×10^{-2}	1.09×10^{-2}	0.305 (15.5%)
^{85}Kr	0.260	10.3 h	2.18×10^{-3}	5.7×10^{-6}	5.7×10^{-6}	5.7×10^{-6}	0.15 (74%)
^{87}Kr	2.500	7.8 m	2.10×10^{-2}	2.10×10^{-2}	2.1×10^{-2}	2.1×10^{-2}	0.51 (0.4%)
^{88}Kr	3.600	2.8 h	3.02×10^{-2}	3.02×10^{-2}	3×10^{-2}	3×10^{-2}	0.41 (75%)
^{89}Kr	4.59	3.2 m	3.84×10^{-2}	3.84×10^{-2}	1.9×10^{-3}	1×10^{-3}	1.9 (25%)
^{90}Kr	5.00	3.3 s	4.19×10^{-2}	4.19×10^{-2}	4×10^{-5}	—	0.028 (68%)
^{91}Kr	3.45	1.0 s	2.89×10^{-2}	2.89×10^{-2}	—	—	—
$^{127\text{m}}\text{Te}$	0.021	10.5 d	1.76×10^{-4}	1.58×10^{-5}	1.58×10^{-5}	1.58×10^{-5}	
^{127}Te	0.131	2.3 h	1.10×10^{-3}	1.10×10^{-3}	1.10×10^{-3}	1.10×10^{-3}	
$^{129\text{m}}\text{Te}$	0.350	3.7 d	2.93×10^{-3}	6.75×10^{-4}	6.75×10^{-4}	6.75×10^{-4}	
^{129}Te	0.900	7.2 m	7.54×10^{-3}	7.54×10^{-3}	7.3×10^{-3}	7.1×10^{-3}	
$^{131\text{m}}\text{Te}$	0.440	3.0 h	3.69×10^{-3}	3.6×10^{-3}	3.6×10^{-3}	3.6×10^{-3}	
^{131}Te	2.56	8.05 d	2.14×10^{-2}	1.5×10^{-2}	1.5×10^{-2}	1.5×10^{-2}	
^{132}Te	4.400	7.7 h	3.69×10^{-2}	3.69×10^{-2}	3.6×10^{-2}	3.6×10^{-2}	
$^{133\text{m}}\text{Te}$	5.500	6.3 m	4.61×10^{-2}	4.61×10^{-2}	4.55×10^{-2}	4.5×10^{-2}	
^{133}Te	6.100	2 m	5.11×10^{-2}	5.11×10^{-2}	1.8×10^{-2}	6.4×10^{-3}	
^{134}Te	7.100	4.4 m	5.95×10^{-2}	5.95×10^{-2}	5.6×10^{-2}	5.4×10^{-2}	
^{131}I	2.900	8.05 d	2.43×10^{-2}	1.7×10^{-2}	1.7×10^{-2}	1.7×10^{-2}	
^{132}I	4.400	2.3 d	3.69×10^{-2}	3.38×10^{-2}	3.38×10^{-2}	3.4×10^{-2}	
^{133}I	6.600	20.8 h	5.53×10^{-2}	5.53×10^{-2}	5.5×10^{-2}	5.5×10^{-2}	
^{134}I	8.000	5.25 m	6.70×10^{-2}	6.70×10^{-2}	6.5×10^{-2}	6.2×10^{-2}	
^{135}I	6.100	6.7 h	5.11×10^{-2}	5.11×10^{-2}	5.1×10^{-2}	5.1×10^{-2}	
^{136}I	3.100	8.6 s	2.60×10^{-2}	2.60×10^{-2}	7.4×10^{-2}	1.4×10^{-3}	
$^{133\text{m}}\text{Xe}$	0.160	2.3 d	5.55×10^{-2}	5.08×10^{-2}	5.08×10^{-2}	5.08×10^{-2}	0.233 (15%)
^{133}Xe	6.62	5.27 d	1.34×10^{-2}	1.13×10^{-2}	1.13×10^{-2}	1.13×10^{-2}	0.081 (35%)
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	1.800	1.53 m	1.51×10^{-2}	1.51×10^{-2}	1.3×10^{-2}	1.15×10^{-2}	—
^{135}Xe	6.300	9.2 h	5.28×10^{-2}	5.28×10^{-2}	5.28×10^{-2}	5.28×10^{-2}	0.25 (97%)
^{137}Xe	6.100	3.9 m	5.11×10^{-2}	5.11×10^{-2}	3×10^{-2}	1.8×10^{-2}	0.61 (3%)
^{138}Xe	4.600	1.7 m	3.86×10^{-2}	3.86×10^{-2}	3.3×10^{-2}	2.95×10^{-2}	—
^{139}Xe	5.500	4.1 s	4.61×10^{-2}	4.61×10^{-2}	2.8×10^{-4}	2.4×10^{-6}	—
^{140}Xe	3.800	1.6 s	3.18×10^{-2}	3.18×10^{-2}	7.8×10^{-8}	—	—
計			9.89×10^{-2}	9.37×10^{-2}		6.36×10^{-1}	

たので稀ガスのみとしたが、実際にはBr, Te 及びIなどの揮発性FPもいく分か分離される。今これらのFPの脱気タンクで分離される割合を0.1% (JPD.Rの安全解析では0.1%以下) とし、フィルタバンクでの除去率を99% (JMT.Rの安全解析では90%以上) としてモニターの感度を検討する。

Br, Te 及びIのスタックでの濃度はそれぞれ

$$\text{Br} : 3.4 \times 10^{-8} \quad \mu\text{Ci/cc}$$

$$\text{Te} : 5.8 \times 10^{-5} \quad \mu\text{Ci/cc}$$

$$\text{I} : 1.13 \times 10^{-6} \quad \mu\text{Ci/cc}$$

である(ただし核分裂後6分の値)。

(1) スタックダストモニターNo1

本モニターのセルローズ系のフィルターに付着するFPの核種をTeのみとすればその濃度は

$$5.8 \times 10^{-5} \quad \mu\text{Ci/cc}$$

であり、校正定数 $6.4 \times 10^{-11} \mu\text{Ci h/cc/cps}$ を用いるとモニターの指示は $0.91 \times 10^6 \text{ cps/h}$ となり、フルスケール 10^5 cps なので、フィルターに蓄積開始約4秒後(破損後およそ1分)にスケールオーバーとなる。

(2) スタックダストモニターNo2

本モニターのチャコールベッドに付着するFPの核種をハロゲン系 (Br, I) のみとすればその濃度は

$$1.1 \times 10^{-6} \quad \mu\text{Ci/cc}$$

であり校正定数 $7.5 \times 10^{-11} \mu\text{Ci h/cc/cps}$ を用いるとモニターの指示は $1.5 \times 10^4 \text{ cps/h}$ となる。フルスケール 10^5 cps なので、放射能が減衰しないとしてもスケールオーバーするのに7時間近くかかり、20グラム燃料破損では実際にスケールオーバーしない。しかし警報設定値は 250 cps であり、フィルターに蓄積開始およそ1分後(破損後約2分)に警報により検出可能である。

2.2.8 一次系水分析

(1) 燃料破損と一次系水サンプリングとの関係

一次水は毎朝9:30分にサンプリングし、ただちに、Gross β 及びその他の分析を行っている。一次冷却水分析のうち、Gross β は毎日測定、Gross $\text{I}^{131} \sim \text{I}^{135}$ は1日おきに測定する。したがって、サンプリング直後に破損が起った場合には、Gross β 及び Gross $\text{I}^{131} \sim \text{I}^{135}$ の計数値の増加によって燃料の破損を検知できる。しかし、サンプリングから測定が完了するまでの時間はGross β で35分、Gross $\text{I}^{131} \sim \text{I}^{135}$ で1時間である。したがって、サンプリングによるGross β , Gross $\text{I}^{131} \sim \text{I}^{135}$ の測定は初期の燃料破損を検出するというよりも、むしろ燃料の破損を確認するために行なうと考えたほうがよい。当然のことであるが、1燃料要素の10%が短時間(2分間程度)にmeltしたとすれば、一次系水のFP濃度は2.2.3項で示したように $4.2 \mu\text{Ci/cc}$ であり、又50MW運転時の正常時の一次系水の濃度は $3.3 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/cc}$ であるから一次系の放射能が約 10^2 倍増加する。したがって、脱気系ガスモニター、主循環系水モニター、D/N モニターの指示値がランプ状に急上昇しはじめる

であろう。これによって、原子炉制御室では燃料の異常に気づくであろう。一般には、この段階で原子炉運転班長から分析係へ一次冷却水の放射能測定の手指示が出されることになる。

(2) 低放出率の場合

1分間に定常運転時の一次水放射能($2 \times 10^{-3} \mu\text{C}/\text{ml}$)の10倍の増加があるような燃料破損を考える。このとき破損燃料から放出される U^{235} の放出率は $1.1 \text{ mg}(\text{U}^{235})/\text{min}$ となる。このとき、10%の放出に達する時間は316 hr (13 day)である。また、破損5分後には一次水の比放射能は約 $1 \mu\text{C}/\text{ml}$ となる。したがって、この程度の放出率の場合には、破損が起ってのち5分間以内に1次系放射線モニターの指示変化によって燃料に異常が生じた事が察知されるであろう。このような低放出率の場合には、計器指示は、ゆるやかなランプ状に上昇するであろう。したがって、原子炉運転班としては、モニター計器指示値だけから燃料破損の有無を検知することが困難な場合もありうる。このような場合には一次冷却水サンプリングにより、Gross β , Gross $\text{I}^{131 \sim 135}$ を測定することにより、燃料破損を確認することができる。

3. 事故発生した場合の時間的経過

ここでまとめの意味で燃料の流路閉塞事故が発生した場合に、その状況の時間的経過をおってみる。事故発生の起点を零時にとると経過は第3表の如くなる。

尚第3表以後については、次のような経過をたどろう。

- (1) 6時間後主循環ポンプ停止
- (2) 精製系運転継続とする。(50 m^3/hr , イオン交換樹脂塔流量最大)
- (3) 破損燃料の取り出し時期の決定は一次冷却系の放射能濃度による。取り出しに際しては炉プール水と一次冷却系が接するので、炉プール、カナル等を汚染する。この汚染の程度は作業上 $10^{-3} \mu\text{C}/\text{cc}$ 以下におさえることを目標としている。

従って一次系のFP特に ^{131}I が1300 m^3 のカナル水で希釈された場合 $10^{-3} \mu\text{C}/\text{cc}$ 以下になることが一次系線量率の目安である。簡単に計算すると、一次系及びプール・カナル系の精製系を働かせて、FPを取除くと精製($\sim 50 \text{ m}^3/\text{hr}$)による放射能減衰の半減期は0.8日 ($\lambda = \frac{1 \text{ 日の精製流量}}{\text{全保水量}}$) あり、崩壊による減衰も考へれば約20日程度で十分 $10^{-3} \mu\text{C}/\text{cc}$

以下になり破損燃料は取り出させることになる。この場合FPの稀ガス、汚素その他による内外被曝は作業員に対して全く問題とならない。20日停止はORR, ETR等の例よりすると、長すぎるが、カナルのコンタミをきらって今のところこの程度は止むを得なからうと考えている。

であろう。これによって、原子炉制御室では燃料の異常に気づくであろう。一般には、この段階で原子炉運転班長から分析係へ一次冷却水の放射能測定の手指示が出されることになる。

(2) 低放出率の場合

1分間に定常運転時の一次水放射能 ($2 \times 10^{-3} \mu\text{C}/\text{ml}$) の10倍の増加があるような燃料破損を考える。このとき破損燃料から放出される U^{235} の放出率は $1.1 \text{ mg}(\text{U}^{235})/\text{min}$ となる。このとき、10%の放出に達する時間は316 hr (13 day) である。また、破損5分後には一次水の比放射能は約 $1 \mu\text{C}/\text{ml}$ となる。したがって、この程度の放出率の場合には、破損が起ってのち5分間以内に1次系放射線モニターの指示変化によって燃料に異常が生じた事が察知されるであろう。このような低放出率の場合には、計器指示は、ゆるやかなランプ状に上昇するであろう。したがって、原子炉運転班としては、モニター計器指示値だけから燃料破損の有無を検知することが困難な場合もありうる。このような場合には一次冷却水サンプリングにより、Gross β , Gross $\text{I}^{131 \sim 135}$ を測定することにより、燃料破損を確認することができる。

3. 事故発生した場合の時間的経過

ここでまとめの意味で燃料の流路閉塞事故が発生した場合に、その状況の時間的経過をおってみる。事故発生の起点を零時にとると経過は第3表の如くなる。

尚第3表以後については、次のような経過をたどろう。

- (1) 6時間後主循環ポンプ停止
- (2) 精製系運転継続とする。(50 m^3/hr , イオン交換樹脂塔流量最大)
- (3) 破損燃料の取り出し時期の決定は一次冷却系の放射能濃度による。取り出しに際しては炉プール水と一次冷却系が接するので、炉プール、カナル等を汚染する。この汚染の程度は作業上 $10^{-3} \mu\text{C}/\text{cc}$ 以下におさえることを目標としている。

従って一次系のFP特に ^{131}I が1300 m^3 のカナル水で希釈された場合 $10^{-3} \mu\text{C}/\text{cc}$ になることが一次系線量率の目安である。簡単に計算すると、一次系及びプール・カナル系の精製系を働かせて、FPを取除くと精製 ($\sim 50 \text{ m}^3/\text{hr}$) による放射能減衰の半減期は0.8日 ($\lambda = \frac{1 \text{ 日の精製流量}}{\text{全保水量}}$) あり、崩壊による減衰も考へれば約20日程度で十分 $10^{-3} \mu\text{C}/\text{cc}$

以下になり破損燃料は取り出させることになる。この場合FPの稀ガス、汚素その他による内外被曝は作業員に対して全く問題とならない。20日停止はORR, ETR等の例よりすると、長すぎるが、カナルのコンタミをきらって今のところこの程度は止むを得なからうと考えている。

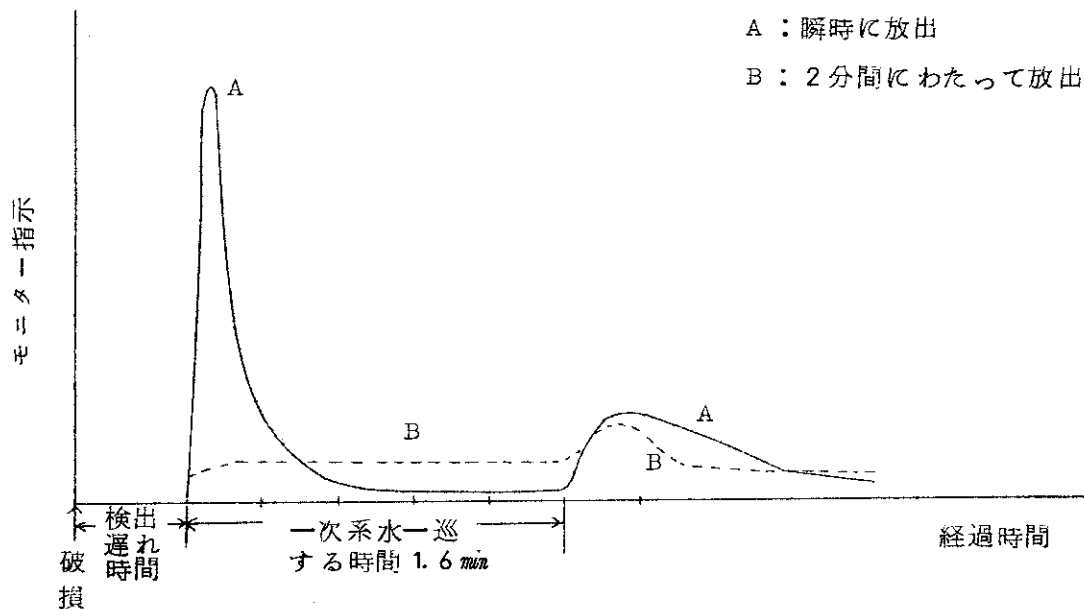
第3表 事故の時間的経過

時 刻	状 況
時 分 秒	
0:00:00	流路閉塞による燃料溶融発生
0:00:01	微調整棒が突然約30 mm程度ぬけ、誤差出力大 (-10%)のアラーム発生後復元する。 運転員緊張し各モニターを厳重監視。 ベリオド系ややふらつく。
0:00:07	N ¹⁶ 検出系指示増大。
0:01:00	主循環水モニター、アラーム発生 DNモニター、脱気出口モニター、スタックガスモニター スタックダストモニター、アラーム発生。
0:01,30 0:02	班長は燃料溶融事故と判断。炉停止、各モニターフルスケールとなる。
0:03,30	班長、脱気系ボール弁閉を指示。FPを一次系内にとじ込める。
0:03,30	第1排水系貯槽からプールカナルへの供給水を止め、純水供給とする。
0:04:00	課長、主任技術者へ連絡 課長より必要箇所へ連絡
0:05,00	非常用ファンE-1-2バララン。E-2a停止
0:45,00	関係者制御室に集合。各階のサーベイを行なう。制御棒駆動機室、冷却機器室入口共に10 mr/hr 以外平常時と同じ。

4. 結 論

燃料が20グラム溶融した場合， N^{16} 検出系及びスタックダストモニターNo.2を除いては各モニターともフルスケールをオーバーし，警報設定点をどこへおいても，認知可能であることが今までの検討でわかった。

燃料破損によりFPが瞬間的に一次系水に出た場合と，ある時間間隔で出た場合ではモニターの感度応答は相当異なる。前者の場合には各モニターとも第2図Aのような応答を示し，後者の場合には同図Bのような応答を示すことが想定される。炉出口モニター（DNモニター）で



第2図 FP放出時間間隔に対するモニター指示の様子

は瞬時FP放出を想定したが，他のモニターは2分間にわたるFP放出を想定した。事故例からみて後者の方が実際的と思われる。

各モニターの感度応答の検討をまとめるために，結果を第4表に示す。同表には現在の警報設定点で警報を発生させるに必要な最少燃料溶融量も示した。同表をみると各モニターとも破損に対する感度が意外とよいがこれは溶融した燃料内のFPが全部一次系水に含まれるとしたためで，実際にはFPの何割かは燃料中に残存したり配管中に付着又は沈殿するものと想像される。

このような事故事例研究は運転上も大いに役立つと思われるので，今後もシリーズとしてつづけるつもりである。

なお本検討は材料試験炉部長八劔達雄が検討の前提条件を提示し，各課分担して検討した（第1表）ものを計画課小山田六郎がまとめたものである。

第4表 J M T R に設置されている主なモニターの燃料破損に対する
感度応答 (P P 2 分間にわたって放出)

モニター名称	検出器種類	検出遅れ時間 (sec)	測定レンジ (cps)	校正定数 ($\mu\text{Ci/cc/cps}$)	20gr 燃料破損 時指示 (フルスケールに比し)	警報設定値 (cps)	警報で検知できる 燃料最少破損量
炉出口モニター (DNモニター)	BF ₃	73	0.1~10 ³	$4.8 \times 10^{-3} \pm$ n/cc·s/cps	2.9×10^3 倍* (150倍)	10	70 μg * (1.4 mg)
主循環水モニター	NaI	50	1~10 ⁴	1.8×10^{-3}	120倍	150	2.6 mg
N ¹⁶ 検出系	NaI	7	3~10 ⁵	0.84†	0.10倍	1000	2 g
脱気出口モニター	NaI	63	10~10 ⁵	2.1×10^{-7}	1.4×10^4 倍	3×10^4	0.43 g
スタックガスモニター	NaI	65	10~10 ⁵	5.0×10^{-9}	2.6倍	1200	1 mg
スタックダスト モニター No.1	GM	65	10~10 ³	$6.4 \times 10^{-11} \pm$	—	30	—
" No.2	NaI	65	10~10 ⁵	$7.5 \times 10^{-11} \pm$	—	250	—

* P P が瞬時に放出されると仮定したもので過大評価している。() 内が他と同じ仮定をした場合の値である。

† 計算値 (本文参照)

± $\mu\text{Ci/cc/cps}$

付録1 燃料破損事故の概括

E T R (又はM T R) 型燃料の破損の主な原因は1章で述べた通りである。ここではJ R R - 3の破損経験を基に破損事故の概括を行なう。

事故について一般的に云えることは、

- (1) 線型出力系、 N^{16} 系や一次流量計等にかすかな変動がみられ
- (2) 数分後にモニターに異常が出て、炉を停止している。

溶融事故が起ると当然一次系がよごれ

- (1) 大抵は一次系が白濁 (J R R - 3は溶融ではないが白濁せず) し、ウラン化合物が一次系に附着し
- (2) イオン交換樹脂、フィルターが桁違いに、高い線量を示し
- (3) その他のB.Gも大きく上昇する。

復旧には、イオン交換樹脂が最も有効とされているが、J R R - 3の場合は 0.1μ と称する、素焼 Filter が最も有効であった。

何れにせよ、今のところイオン交換樹脂とフィルターが浮遊ウランに対する殆んど最終的のきめ手で、根気よく除去することになる。Deposit Uram は原研化学部のJ R R - 3の場合の研究で、 $H_2C_2O_4$ 少量添加で完全にウランが溶けイオン交換樹脂でとれると云う結論になっているが実際の炉に応用していない。又カナダでは Cr_2O_3 を入れるのがよいと発表しているが、これも実際の炉に応用していない。いずれの場合でも完全除去は不可能で、B.Gは以前より必ず高くなる。

このような意味から燃料溶融事故に対しては的確かつ早急な判断が必要である。そのためには前もって充分事例の検討をしておくことが一番大切である。

付録2 J M T R 安全評価のための事故想定

参考のためにJ M T R 設置の許可を得る際に行なった安全評価のための事故解析で仮定した重大事故及び仮想事故をJ M T R の「設置に関する書類」より抜萃してここに載せる。

(1) 重大事故

1) 全燃料中に含まれている核分裂生成物のうち5% (燃料要素 $\sim$ 1本分) が、一次冷却水に放出され、放出された核分裂生成物のうち稀ガスのみ脱気タンク内で100%分離され、排気筒を通して大気中に放出されると仮定する。(一次冷却系の破損および炉室内圧上昇は起らない。したがってハロゲンおよび固体の核分裂生成物は一次冷却水中に捕獲され则认为)

2) 事故発生時炉に蓄積されている核分裂生成物の量は、原子炉が50MWで120日間連続運転した場合を考える。

(2) 仮想事故

- 1) 全燃料中に含まれる核分裂生成物のうち10% (燃料要素～2本分) が一次冷却水に放出され、同時に一次冷却系が破断して、放出された核分裂生成物のうち稀ガス100%、ハロゲン25% (50%が炉室内に放出され、その1/2は炉室内表面に沈着すると仮定する。) および固体1%が炉室内空間に均一に分散する。
- 2) 炉室内圧上昇は起らない。したがって炉室内の核分裂生成物は炉壁から漏洩することなく、排気筒を通して放出される。
- 3) 排気系フィルタの効率は、ハロゲンおよび固体に対して90%、稀ガスに対して0%とする。

その他事故時炉心に蓄積されている核分裂生成物の量および拡散の計算については重大事故の場合と同じである。

付録3 材料試験炉の主な事故例

今回のJMT R燃料溶融事故の検討では、流路閉塞により燃料要素の～1/10が溶融し、全FPが一次系水に飛び出すという、かなり大胆な前提を設けた。しかし流路閉塞による破損事故の場合、我々の設けた前提も含めいろいろの疑問が残る。すなわち

- (1) 溶融した部分のFP全部が一次系水に飛び出すようなことはあるのか、ウランウムなどではないか。
 - (2) 燃料溶融に至る前に (核沸騰の段階で) 核計装の指示のふらつき増大などにより燃料要素異常が認知できないか。
- など。

燃料破損の様子を知るためにアメリカの材料試験炉の主な事故について文献により調べた。第5表に事故例を示した。つぎに報告書の内容から、特に参考になる事故例を示した。つぎに報告書の内容から、特に参考になる事故例についてその概略を説明する。

A O R R (7/1, 1963)

(1) 事故状況

ネオブレンガasketにより、燃料要素1本に流路閉塞が生じ、燃料板1枚の～1/5 (～2g) が溶損した。

(2) 事故に至るまでの経過

炉出力を6MWより12MWまで上昇した。炉計装指示に若干のふれ増大がみられたが、自動制御系が不調なためであろうと結論し、24MWまで出力上昇した。24MW到達と同時に水モニター、オフガス系モニターのアラームが発し、N¹⁸系がオフスケールになった (2～3分後にオンスケールに戻った)。

(3) 汚染状況

燃料溶融は～2grであるが、一次系に放出されたFP量は放出30分後で1000キュリ

第5表 FUEL FAILURE IN THE MTR TYPE FUEL ELEMENT RESEARCH
REACTORS IN U.S.A.

Reactor	Date Failure Occurred	Rated Power	Power Level Initial Abnormality Observed	Initial Abnormality Observed	Causes of Fuel Failure	Reference
ORR	6/1, 1963	30 Mw	12 Mw	Some agitation of servo and fluctuation of reactor power	Gasketion fuel Element	ORNL-TM-627
GETR	7, 1960	33 Mw	During shutdown	Increase of radio-iodine concentration in primary water	Abraded by adjacent experimental assemblies vibrated by primary	APED-4454
MTR	7/5, 1954	40 Mw	During shutdown	Fissile material and FP in primary water	Concave plate reversals by mis-modification	IDO-16862
MTR	1960	40 Mw	7 Mw	Low flow at one of the pitot tubes installed on each element	Incomplete brazing of the fuel plates to the side plates	IDO-16862
MTR	1961	40 Mw	During shutdown	Visually on fuel elements	Improper swaging of the side plates to the fuel plated	IDO-16862
MTR	1/13, 1962	40 Mw	40 Mw	Set back from N-16 Scram from fuel element 4p	Gasket on fuel element	IDO-17064
ETR	12/12, 1961	175 Mw	90 Mw	Primary coolant flow decreased slowly, high indication on N-16 monitor	Lucite on fuel elements	IDO-16780
WTR*	4/3, 1960		~37 Mw	Power level falling during Power increasing by manual	High power level with not enough primary coolant flow (in testing)	WTR-49

*Shutdowned in 1962

一のオーダーと見積もられている。放出された核種は大部分が揮発性FPであった。FP放出は1～2分間持続した。

(4) 善後措置

炉建屋内のサーベイおよび清掃，流路閉塞のあった要素の取出しおよび調査，および炉タンク内の清掃をおこない，事故後およそ35時間に30MW定格出力にもって行った。

BETR (12/12, 1961)

(1) 事故状況

異物により6本の燃料要素に流路閉塞がおこった。溶損した燃料は12.4 gr と見積もられている。異物はルサイト製のサイトグラスである。

(2) 事故に至るまでの経過

最初90MWに炉出力が到達したとき①N¹⁶系にスパイク状の指示増大，および②一次系水流量のゆるやかな減少(～100 gpm/min)がみられ，到達後二十数分にN¹⁶系によりセットバックがかかり，70MWに出力低下した。しかしN¹⁶系はノイズによるスパイクがそれまでにみられ，二次的計装とみなされていたので，出力低下回路からはずして再度90MWに出力をもっていっていった。90MWに到達後各計装に次の現象がみられた。

- ① 一次系水流量ゆっくり減少(～100 gpm/min)
- ② N¹⁶系高指示，しかもふらつき大
- ③ 三つの安全増巾器のふらつきわずか大
- ④ サーボ系ふらつき大
- ⑤ Log N, Period 系異常な指示示さず
- ⑥ スタックガス・ダストモニター指示5分程度のペリオドで上昇，ふつうの時の上昇率よりも大きい。
- ⑦ いくつかの(全部ではない)エリアモニターはバックグラウンドより高い値を指示した。

90MWに再到達5分後にマニュアルスクラムにより炉を停止した。

(3) 汚染状況

12.36 gr のU²³⁵が一次系水に放出された。

(4) 善後措置

炉停止後精製系を数時間作動し又一次系水をきれいな水で2回置換した。その後全燃料要素をチェックし，水中真空掃除機で炉心内を清掃した。事故発生してからおよそ3日後に定格出力175MWにもって行った。

C MTR (4/3, 1960)

文献(IDO-17064)では事故の詳細は不明である。特徴的なことは①ガスケットによる流路閉塞が運転開始11日後におこったこと，②セットバックがN¹⁶系により，スクラムが燃料要素夫々についているAP系により起ったこと，③一次系水の放射能が正常値の15倍ほど上ったことなどである。

D WTR (4/3, 1960)

(1) 事故状況

WTRは最初20MWまでの運転許可証をU.S.AECより受けていたが，60MWの許可を

受けるために沸騰実験を行なった。AECより許可の条件の一つとして炉心内のボイド体積率は1%以下と制限され(筆者注:定格出力である程度炉心内での沸騰をゆるそうとした)、ボイド率をCIC指示のふらつき割合で監視しようとした。先づORRで行なったと同様に、炉心流量と沸騰を開始する時点の炉出力の関係を実験と理論解析により求め次式の関係を得た。

$$P = 0.0984 F^{0.705} \quad (3)$$

P: MW, F: gpm

この式を基本にし、炉出力を“沸騰出力”より上げボイド比とCIC指示のふらつきの関係を求める一連の実験を繰返した。実験中に燃料破損が起ったが、その時の状況は次のようであった。すなわち炉出力を30MWにし、炉心流量を徐々に3500gpmに下げた。その時は核計装からは沸騰は検知できなかった。(筆者注: (3)式からこの流量では31MWで沸騰開始)。次に出力を34MWに上昇したが、出力が下がったことがすぐに観察された。が直長の指示で運転者は出力を手動で40MWに上げようとし、制御棒を引抜いた。約37MWに到達したが、その直前に樹脂塔のモニターが警報を発した。数分後に炉をスクラムした。

(2) 汚染状況

一次系に放出されたFPは殆どどの核種が揮発性であり、計算によると~5000キュリーが放出された。

(3) 事故の原因

この破損を起した際の実験の前に一部の燃料要素を新燃料要素と取換えたが、この新要素の中に欠陥のある要素があった。最初この欠陥はA₂被覆とミートのボンド不良とみられていたが、後の検査でボンド不良ではなく、合金インゴット中に水素のインクルジョンがあったため、被覆とミートの間にボイドが生じたものと結論された。このために(3)式で表わされる沸騰開始出力(核沸騰)附近では、欠陥部ではすでにバルク沸騰の状態になっていた*。

* 沸騰が局部的である場合には核計装指示のふらつきからでは、破損にすぐに至るバルク沸騰の段階で沸騰を検知するのは困難であることがこの経験からわかる(筆者注)。