

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。

01.11.30

[技術情報室]

LD 241・70-15

米国 1000MWe Follow-on Study
における安全設計の考え方
(Task IおよびANL7520)

昭和45年3月

動力炉・核燃料開発事業団

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

序 文

本資料は、高速増殖炉開発本部安全性研究グループが、米国5社の1000MWe Follow-on Study (Task I およびANL7520) における安全設計の考え方についてまとめたものである。

安全設計の考え方から、記述された主な項目は次のとおりである。

1. 炉心設計

- ① 安全設計基準
- ② 反応度係数
- ③ 過出力、ホットチャンネルファクター

2. 制御および保護系

- ① 制御棒の材質、駆動装置およびrod worth
- ② 反応度制御系のバックアップ
- ③ Core damage の protection

3. Heat Transfer System

- ① プール型かループ型かの判定基準
- ② Piping system
- ③ Auxiliary cooling system

4. Containment design bases

- ① 仮想事故のプロセス、(全および有効)エネルギー、圧力および温度等
- ② 原子炉まわりの耐衝撃性
- ③ Sodium ejection, sodium fire
- ④ 仮想事故後のdecay heat 除去
- ⑤ Meltthrough protection
- ⑥ Containment cooling system
- ⑦ Containment leakrate
- ⑧ Hazard analysis
- ⑨ 耐震設計

5. Safety 関係の R & D

6. General safety criteria

なお、General Electric のものには、Appendix 「 Local Fuel Failure and Damage Propagation 」 が添えてある。

高速増殖炉開発本部	川 口	修
"	福 島	稔
"	寺 垣	鉄 雄
"	菊 地	義 弘

目 次

Atomies International	1
Babcock & Wilcox	8
Combustion Engineering	19
General Electric	25
Westinghouse Electric	48

Atomics International 1000MWe Follow-on Study

まえがき

この報告はANL-7520を主体にまとめてあり、不足分はTask Iで補足した。

- 炉心はcylinder型でH/Dは0.51
- 燃料は(Pu, U)O₂ in SUS
- ループ型(3ループで補助冷却系なし)
- 燃料交換方式はrotating plug in-vessel storage

1. 炉心設計

① 炉心設計基準

「炉心はすべての運転状態において、全出力係数を負になるように設計し、又運転状態から燃料損傷が起るまでの範囲に渡つて、ドップラー効果はすべての考えられる反応度外乱に打ち勝つように設計する。又、燃料ピン間の相互作用が最小になるように設計し、ピンからピンへ破損がsignificantに伝播しないようにする」

起動時から出力運転状態にわたり正の冷却材温度係数とドップラー係数との組合せによつて、全出力係数を負になるように設計する。S/Aのbowingが正の反応度を与えないように設計する。すべての炉心領域において局所的な出力係数を負にする。考えられるすべての急激な反応度外乱に対してドップラー効果がそれを補償できるようにする。各々のS/Aに熱電対(複数)を設けて異常温度を検出する。破損伝播を防ぐためにS/Aの壁を十分厚くする。

② 反応度係数

- | | |
|---|--------|
| ○ ドップラー係数 (Tdk/dT) | 0.0096 |
| ○ total sodium void (β) | 6.03 |
| ○ isothermal sodium temp. ($\Delta K/^\circ F$) | 3.3 |

③ peaking factor

- | | |
|-------------------------|------|
| ○ radial peaking factor | 1.26 |
| ○ axial " | 1.25 |

2. 制御および保護系

① 制御棒

2つの分離した且つ独立した制御棒のbanksを備える

a) Shim-safety control-rod system

確実なelectro-mechanicalな方法で挿入、引抜きを行ない、重力で落下する。定格運転時に制御棒がejectionしても被覆材が破損しないようにshim-safety rodの最

大 worth を制限する。

- 材料 Ta
- 本数 9 本
- rod worth (平均) 1.6 \$
- スプリング加速も行なう。

b) Safety-rod system

この系は非常時に重力落下し、又 positive mechanical drive によつても駆動できる。又燃料装荷時の大きな error を乗り越えられるように反応度 margin を大きくしている。

- 材料 Ta
- 本数 6 本
- rod worth (平均) 2.0 \$

② 反応度制御系のバックアップ

safety-rod system は shim-safety control-rod system のバックアップである。

③ fuel failure propagation

(a) 各々の S/A に熱電対 (複数) を設けて異常温度を検出する。破損伝播を防ぐために S/A の壁を十分厚くしている。

(b) vented fuel の利点および欠点

i) 利点

- S/A の長さを短かくすることができるので、vessel や建屋のコストを減少することができる。又燃料を handling する時間を縮小できる。
- 被覆材の厚さを減少することができるので breeding ratio を大きくすることができる。

ii) 欠点

- カバーガス中の FP を許容レベルに保つための施設が必要となる。
- vented fuel の特性に関して現在データが不足している。
- reactor top shield からの leak rate に関し uncertainty がある。

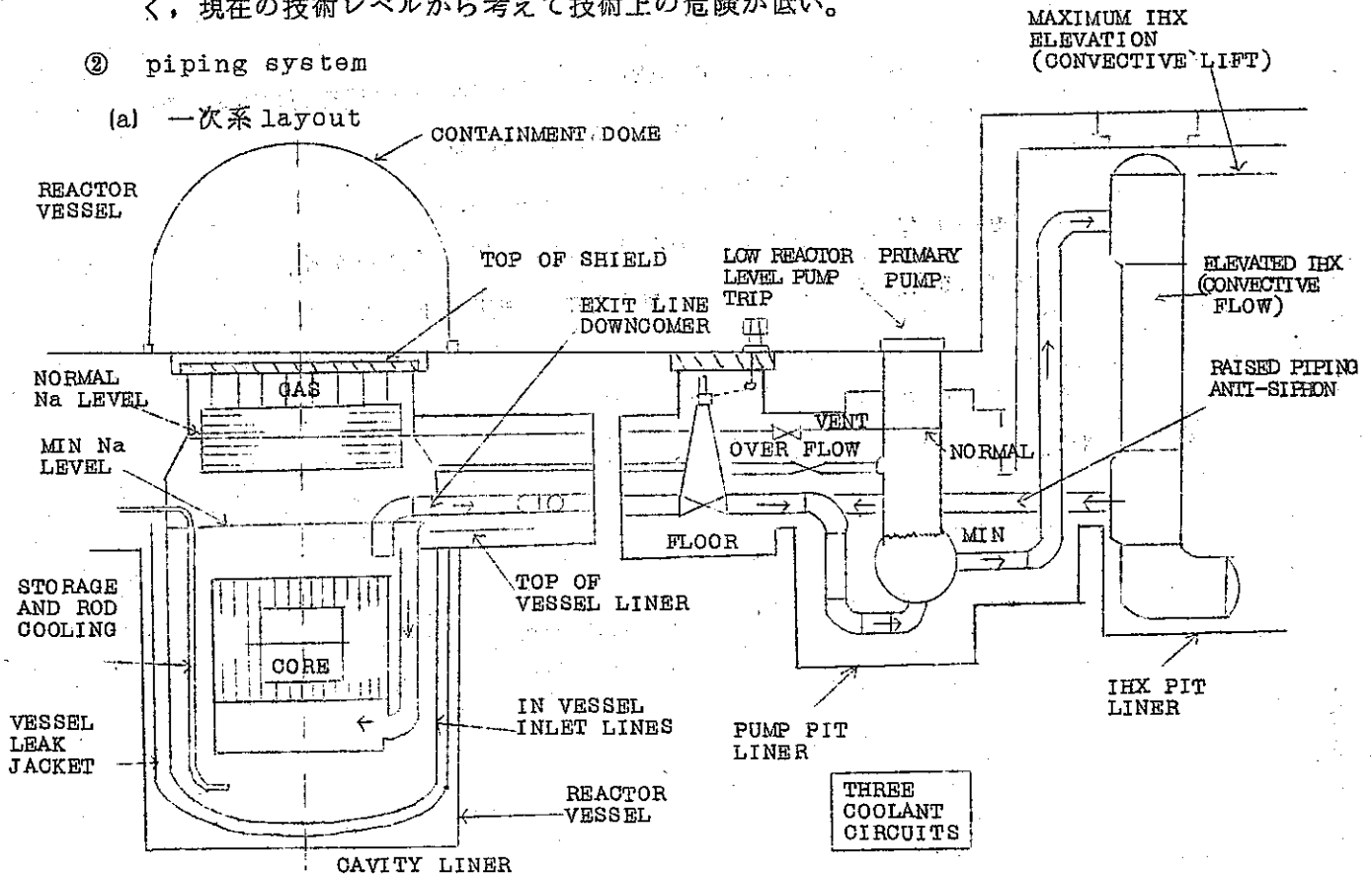
3. Heat transfer system

① プール型かループ型かの判定基準

- a) pool 型は loop 型に較べて、一次系の layout を狭くすることができ、原子炉建屋を compact にすることができるので、initial capital cost が安くなる。
- b) loop 型は pool 型に較べて operating availability が高い。

c) loop型は heat-transfer 系を修正したり改造したりする点で flexibility が高く、現在の技術レベルから考えて技術上の危険が低い。

② piping system



(b) 配置破断 or 炉容器漏洩事故の対策

3ループのうちに残りの2ループで冷却するのに必要な Na レベルを確保するために

- i) 入口配管は炉容器の上部から入り、炉容器内を通つて炉心入口に接続する (in-vessel inlet line) (注)
- ii) 配管の位置を上げる (elevated loop)
- iii) 炉容器を2重にする
- iv) ポンプや IHX のピット体積を制限する。

(注) AIでは主冷却系の入口配管ノズルは炉容器の底部に接続されていたが、最近このように変更された。その理由：① in-vessel inlet line にすると clean vessel になるので vessel の検査や保守が容易になる。(AI の inspection は遠隔操作による skate device を採用している) ② out-vessel inlet line にすると配管は2重にして、その空間体積を制限して Na minimum level を確保しなければならない。

(c) すべての一次系 Na 機器は metal-lined shield vaults に納め inert 雰囲気にする。一次系 3 ループの各々に isolation valves をつけ、又ポンプ故障時に熱衝撃を防止するために、1 個の逆止弁をつける。一次系 Na は蒸気発生器の水からは二次ループによつて隔離されており、又 relief system を備えることにより SG の破損によつて発生する高圧に二次ループは耐えるようになっている。

③ 補助冷却系

主冷却系から独立した補助冷却系はないが非常時の炉心冷却系として

(a) Reactor Cooling

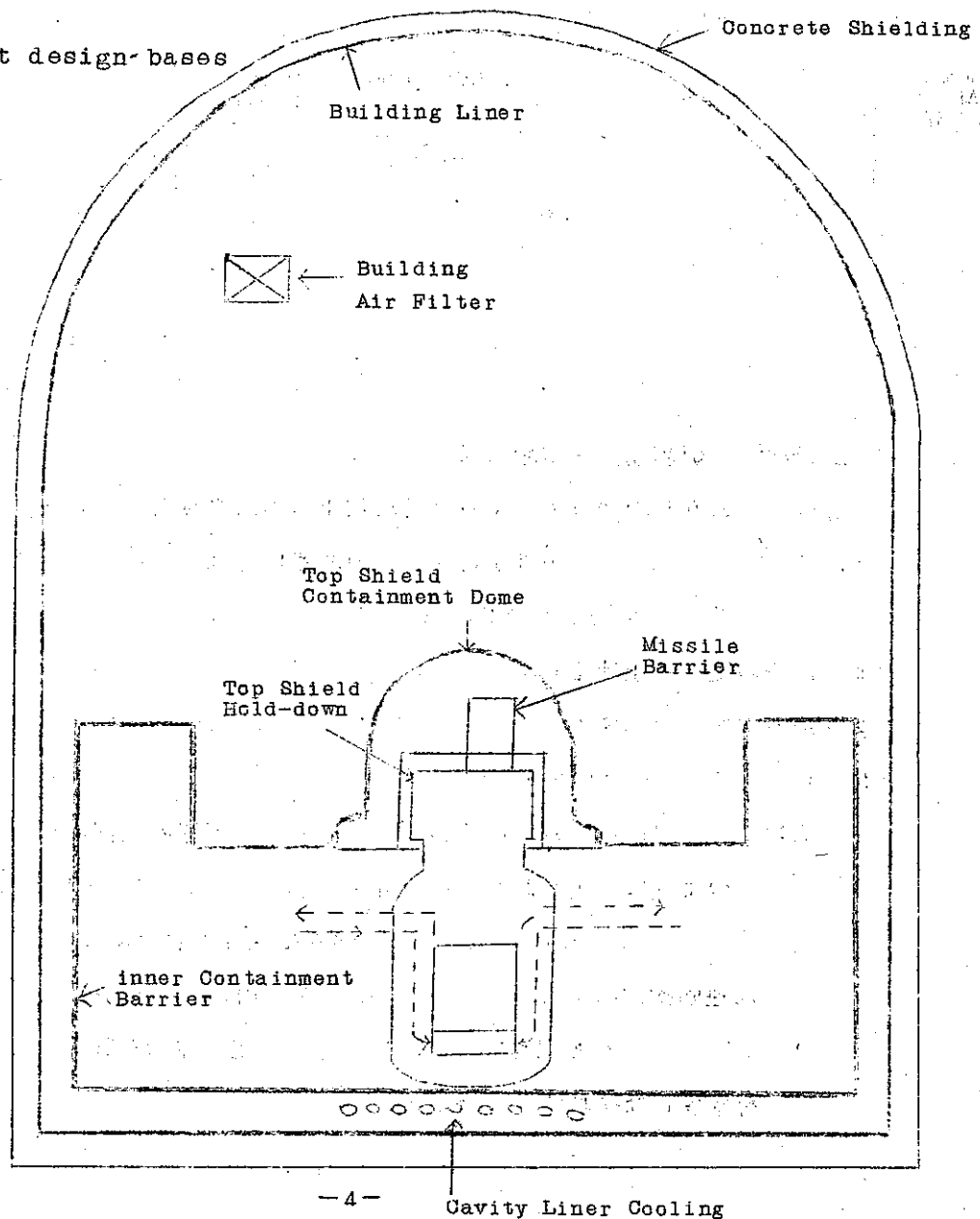
3 つの独立した主冷却系により通常時および非常時の冷却を行なう。各々の回路は自然循環によつて decay heat を除去できる能力がある。

(b) Protection against reactor cooling loss

配管破断や炉容器の破損時に、炉心入口および出口ノズルが冷却材でカバーできるように配管の位置を上げたり、tank を備えて主冷却系により除熱を行なう。

4. Containment design-bases

① 格納施設



outer および inner containment barrier からなる原子炉建屋によつて、一次系から放出される放射能を格納し、且つ制御する。

(a) outer containment barrier reinforced-concrete, all-welded steel の建屋で、DBAによつて発生する最大圧力、最大温度に耐えるように設計する。又10CFR100のguidelinesを満足するように漏洩率を制限する。(0.5%/day at 10 psig and 100 °F)

(b) inner containment barrier metal-lined, reinforced-concrete vaults および top shield containment dome から成り、原子炉や一次系機器を格納する。この中の雰囲気は運転中 inert gas (2% O₂) である。

(c) その他の工学的安全施設.....

- (1) reactor cavity liner cooling system
- (2) top-shield holddown
- (3) pressure-relief discs between equipment vaults
- (4) outer containment atmosphere cleanup system

② DBAのシーケンス

DBAとして loss of flow accident を取り上げており、そのシーケンスは次の通りである。

- (1) ポンプ電源の喪失
- (2) 制御系が動作せず
- (3) 一次及び二次の protective system (出力/流量比高、および冷却材温度高によるスクラム) が動作せず
- (4) 運転員が適切な措置をとらない
- (5) 7~10秒後に流量が定格の25%に減少し、炉心で voiding が発生する
- (6) 正のボイド係数により反応度(66\$ / sec) が挿入される。
- (7) その結果、2200NW-sec の available energy が発生する
- (8) top shield が持ち上がり Na や FP が containment dome へ放出される
- (9) Na や FP は rupture discs を通して reactor cavity や vaults に vent される。又 Na や FP は reactor vessel が破損すれば、そこからも放出される。
- (10) Na や FP のある程度の量は inner containment から outer containment へ leak する。
- (11) outer containment へ leak した FP のうち少しが outer containment から外部へ leak する。

③ DBA時の最大圧力

- (1) inner containment
reactor cavity に対して 51 psig

containment dome に対して…………… 2.2 psig

equipment vault に対して…………… 2.0 "

(2) outer containment

1.2 psig

④ 格納容器の設計圧

D B A 時における outer containment の最大圧力は 1.2 psig であるが、D B A とは別の Na 火災 (open-cell sodium spill) によつて outer containment の最大圧力は 2.2 psig (最高ガス温度 180 °F) になり、outer containment の設計圧力は 1.0 psig としている。

⑤ D B A 後の冷却系

炉心溶融事故後の崩壊熱を除去するために Reactor cavity の底に cavity liner cooling system が設けられている。

通常運転中も radiation による発熱分を除去している。冷却材の種類は不明。

⑥ 耐震設計

(1) Design earthquake

水平 0.33 g

垂直 0.22 g

(2) Maximum hypothetical earthquake

水平 0.5 g

垂直 0.33 g

5. Safety 関係の R & D

記述なし

6. General safety criteria

1) Guideline No. 1

「原子炉建屋は M A 時においてその機械的 integrity を保つように設計し、10CFR100 で定められた guide-lines を満足すること」

2) Guideline No. 2

「Na 火災や他の化学反応を防止あるいは制限するために、信頼性の高い格納施設や制御施設を設ける」

3) Guideline No. 3

「信頼性の高い且つ重複性のある非常用炉心冷却系を設ける」

4) Guideline No. 4

「すべての credible accident から炉心の損傷を防ぐために、独立した重複性のある

速応性の control and protective system を設ける」

5) Guideline No. 5

「炉心はすべての運転状態において、全出力係数を負になるように設計し、又運転状態から燃料損傷が起るまでの範囲に渡つて、ドップラー効果はすべての考えられる反応度外乱に打ち勝つように設計する。又、燃料ピン間の相互作用が最小になるように設計し、ピンからピンへ破損が significant に伝播しないようにする」

Babcock & Wilcox 1000MWe LMFBR Follow-on Study

Task I Report

まえがき

Task Iでは、4つの互いに異なる基本的な設計のConceptを各々について展開し、互いに比較検討した後、それらのConceptから最もよい点を選び出して、preliminaryなreference designを提示している。reference designについての詳細な技術的考察はTask IIでなされることになっている。

各々のconceptとpreliminary reference designの要約は第1表に示されるが、原子炉建屋は各々第1～4図のとおりである。

第1表 1000MWe LMFBRの要約

	I	II	III	IV	preliminary reference design
系統配置	プール型	コンパクトなループ型	普通のループ型	プール型	プール型
炉心形状	パンケーキ	円柱	円環	パンケーキ	円環
燃料	酸化物	酸化物	酸化物 vented to cover gas	酸化物 vented to Na	酸化物 vented to Na
燃料交換	回転プラグを貫通する方式	ホットセル	ホットセル	回転プラグの下で行なう方式	回転プラグの下で行なう方式
1次系ループ	6 open loops	6 closed loops	3 closed loops	6 open loops	6 open loops
2次系ループ	3	3	3	3	3
制御棒	ハイドロリック・シムロッド/メカニカル調整棒	メカニカル	ハイドロリック・シムロッド/メカニカル調整棒	ハイドロリック・シムロッド/メカニカル調整棒	ハイドロリック・シムロッド/メカニカル調整棒
蒸気サイクル	1450psig 1000 γ —	1450psig 1000 γ —	2400psig 1000 γ 1000 γ	2400psig 1000 γ 1000 γ	2400psig 1000 γ 1000 γ

1. 炉心設計

① 安全設計基準

- 被覆材外面の最高設計温度は、1300°F以下とする。
- 被覆材内の最大温度差は100°F以下とする。
- FPガス放出率は100%と仮定する。
- 製造の過程で燃料棒に吸収されるガス量は、標準状態で0.1cc/g fuelと仮定する。
- 被覆材の設計応力は、0.2%耐力が30,000時間クリープ破断応力のうち小さい方を採用する。

o Na に接触した表面の腐蝕の許容値は、1年0.001インチとする。

o 放射線損傷による被覆材の引張強さの減少は " highest irradiation (10⁶MWD) で 25% と仮定する。

② 反応度係数

	I	II	III	IV
ドップラー効果, $-T(\Delta K/\Delta T)$	0.0049	0.0063	0.0050	0.0031
ただし, no void の場合	0.0055	0.0064	0.0039	0.0078
冷却材密度係数 $-\rho(\Delta K/\Delta \rho)$	0.0135	0.0296	0.0146	0.0193
	0.0083	0.0188	0.0108	0.0074
炉心高膨張係数 $-H(\Delta K/\Delta H)$	0.172	0.117	0.147	0.130
	0.174	0.192	0.196	0.135
炉心半径膨張係数 $-R(\Delta K/\Delta R)$	0.702	0.196	0.135	0.473
	0.749	0.303	0.183	0.554
ボイド係数 $\Delta K = K_{\text{void}} - K_{\text{full}}$	0.0070	0.0144	0.0080	0.0096
炉心から一様に50%のNa がなくなつた場合				0.0038

上記の数値のうち、上段、下段はそれぞれ、100%出力時の end-of-life, beginning-of-life に対する値を示す。

③ 過出力、ホットチャンネルファクター

o 設計上許容される過出力は、105%であつて、そのとき燃料の溶融は、ホットチャンネルにおいても起らない。次に105%出力時、ホットチャンネルでの最高値を示す。

炉心線出力密度, KW/ft	2.08	2.04	1.985	2.08
熱流束 (clad), 10 ⁶ Btu/hr-ft ²	0.904	0.969	1.035	0.904
燃料中心温度 °F	4500	4575	4623	4444
燃料表面温度 °F	1864	1864		
被覆材表面温度 °F	1296	1322		

o ホットチャンネルファクター (工学的)

enthalpy rise	1.1	1.1	1.1	1.1
film drop	1.1	1.1	1.25	1.25
heat generation	1.1	1.1	1.1	1.1

ホットチャンネルファクターがちがっても、それほどその効果はない。なぜなら、Task Iでは燃料中心温度が唯一の変数であるから。これらのホットチャンネルファクターは、いろいろな設計許容値に対する安全係数である。

○出力のピーキングファクター

半径方向	1.3	1.3	1.3	1.22
軸方向	1.3	1.3	1.3	1.28

2. 制御および保護系

① 制御棒の材質および駆動装置ならびに rod worth

○制御棒は、調整棒とシム棒の2種類のカテゴリーにわけられている。調整棒は、比較的速い反応度変化を制御するためであつて、conventional な上方に取付けられたメカニカル駆動装置によつて作動する。一方、シム棒は原子炉の lifetime control のためであつて、Concept II では調整棒と同じ駆動方式であるが、その他の Concepts (I, III, IV) では各々の燃料集合体に組込まれたシム棒が冷却材の流動によつて駆動されるようになっており、下部にホールドダウンの latch がある。

○調整棒の位置は駆動装置上部に設けられた連続位置指示計変換器によつて示される。また同じ変換器によつて駆動の上限、下限が示される。

○ポイズン材は振動充填された B₂O₃ であつて、ハイドロリック駆動制御棒の場合、理論密度の85%であり、メカニカル駆動制御棒の場合、寿命やバーンアップ特性によつて変化し、その範囲は理論密度の80~90%である。

○ Rod worth

シム棒	ハイドロリック	メカニカル	ハイドロリック	ハイドロリック
本数	394	9	177	250
\$/本	0.035	2.00	0.11	0.06
調整棒	メカニカル	メカニカル	メカニカル	メカニカル
本数	3	3	3	3
\$/本	<1.00	2.00	<1.00	0.90
total worth requirement (\$)	12	2.2	32	18
(i) shim control for burnup	6	—	20	7
(ii) shutdown margin and cold to hot	6	—	6	6
(iii) voided	—	—	6	5

実際には、batch refueling でなくて、partial refueling となるので、必要とされる total worth requirement は上記の値よりかなり小さくなる。

② 反応度制御系のバックアップ

スクラムの場合、すべての調整棒とシム棒が安全棒として働く。調整棒は比較的本数が少ないのでスクラム全能力をもっていないが、スクラム時必要とされる最小のものとして早く挿入される。

③ Core damage の protection

o malfunction の結果、thermal excursion が起り、燃料被覆材を破損する前に制御棒が速かに挿入されて炉が停止しなければならない。このような考えからスクラム信号が出てから棒が 50 cm/sec 以上の速度で動き始めるまでの時間遅れは多分 100 ~ 200 msec でなければならない。

o 計測系の信頼性を高めるために、redundant な変換器やセンサーが使われる。したがって、出来るだけ 3 個の変換器を設け、two out of three の coincidence によつて作動するように自動選択回路に接される。

o 設計では平たい異物による集合体流路閉塞が防がれるようになっているが、適度にとがつた異物による部分閉塞の可能性はある。そのために各々の燃料集合体出口に熱電対を設けて、検出器として用いる。

o power transient による沸騰は中性子検出器により transient を妨げることによつてやめさせることができる。そして、流路閉塞による沸騰を防ぐ安全系手段として集合体出口に設けられた熱電対を用いる。流路閉塞に続くボイドの伝播は各集合体を取りまく solid can (or ラツパーチューブ) によつて防げる。

o Concept III, IV では、FP ガスをそれぞれカバーガス、Na に vented されている。これによつて被覆材厚さが 10 mil にできる。vented fuel や defective fuel の場合、FP ガスを考慮して計算したが、生体しやへいの厚さの増加は無視できる。

o fuel meltdown pan は、軸方向熱しやへい体のすぐ上で入口配管レベルより下の位置にある。

3. Heat transfer system

① プール型かループ型かの判定基準

Concept I, IV がプール型を、Concept II, III がループ型を採用しているが、各々の長所、短所を次に示す。

	プ ー ル 型	ル ー プ 型
配管の熱膨張	それほど問題ない。	問題となる。
transient による熱 衝撃	大量の Na のため、ゆるやかである。	問題となる。
各機器の Na leak tightness	厳重でなくてよい。	厳しい条件が要求される。
Na インベントリ	大量	少量
炉容器	巨大なものとなるから、製作する場所が問題となる。	shop-built の圧力容器でよい。
1 次系ポンプ, IHX 等の中性子遮蔽	問題となる。	不要である。

② Piping system

ループ型では、1次系配管破断は大量の Na 流出を引起こす。したがって、1次系配管はすべて不活性雰囲気中に封じられる。1980年代までの技術的進歩を考慮すると2重管は必要である。

③ Auxiliary cooling system

○補助冷却系は一般に次の2条件を満足していなければならない。

1. 炉心溶融を防止するために原子炉から除熱する。
2. 電力会社のプラントへの投資資本を保護するために炉心から除熱する。

○設計の基本的フィロソフィー

1. 補助冷却系は、1次系が破断した場合に独立した第2の除熱系として必要である。
2. Na K が2次系冷却材として用いられる。
3. 補助冷却系は、フルパワーの2% or 約50 MWt の除熱が出来る。
4. Concept I では自然対流によつて炉心から除熱できるから、燃料要素が破損することはない。
5. 補助冷却系にあるすべての電動機は信頼ある緊急電源によつてバックアップされている。
6. Na K 量はリークを考慮してNaK系インベントリの約10倍貯えてある。

○プール型の場合、炉心からの熱は自然対流によつて除かれる。その熱は炉容器内に設けられた4 banks of NaK coil cooler に伝えられ、Na K は3つの half-capacity Na K ポンプによつてエアクーラへ送られ空気で冷却される。一方ループ型では3つの

half-capacity Naポンプのうち2つを作動して、炉心の熱をとり、その熱をNa K (2次系)に伝え、Na Kを空気で冷却する。

○崩壊熱は普通、補助冷却系を使わずに次のようにして除去される。

1. 炉停止やスクラムのとき、炉心からの崩壊熱は、主冷却系によつて除去される。主1次系ポンプにはボニーが付属されている。
2. 1次系および2次系の流量は適当に調整される。
3. 熱輸送系を作動するためのパワーは、信頼ある電源によつてバックアップされる。

4. Containment design bases

① 仮想事故の process, (全, 有効) 放出エネルギー, 圧力, 温度等

WEAK EXPLOSIONS コード

このモデルでは、炉心での power excursion は炉心物質が最初の配置から移動することによつて終ると仮定する。その間、出力分布と危険係数分布は時間的に不変とする。

状態方程式は、Meyer & Welfe のものが用いられた。

圧力, エネルギー, 体積の関係を求める場合、イオン化や化学的解離は考慮していない。

計算の結果、放出エネルギーは初期出力レベルが増すにつれて減少する。また、ランプ挿入速度とともに減少する。例えば、54 \$/S ランプ (約 0.1 秒で炉心から Na がなくなる) が挿入されると全放出エネルギーは約 450 MWsec である。ドブラー係数を考慮しなくてもこのエネルギーは高々 1% も増加しない。

② 原子炉まわりの耐衝撃性

記述なし

③ Sodium ejection, Sodium fire

タンク型の containment は、ループ型にくらべてコンパクトになるが、containment 内の空気中酸素全部が Na と反応すると約 45 psig の圧力となる。この Na 酸素反応による放出エネルギーは nuclear excursion によつて放出されるエネルギーより大きい。

④ 再臨界事故後の decay heat 除去について

記述なし

⑤ melt through protection

炉心下部に meltdown pan (AISI 304, 平なべ形) が設けてある。

⑥ containment cooling system

原子炉建家は通常運転時 120 °F 以下、停止時 60 °F 以上に保たれる。そして、MHA 事故後、建屋のインテグリティを保つために十分な除熱が出来るように、3つのフロン蒸発器をもっている。建屋内には、空気ダクトが通っており、緊急空気冷却される。これには、緊急パワーがバックアップしている。

⑦ Containment leakrate

steel でライニングされた鉄筋コンクリートの main reactor building が controlled-leakage industrial type structure 内に設けられ、その間が大気圧以下に保たれている。leakrate は、full design pressure and temperature で1日当り格納体積の0.5%以上にならないようにしてある。コンクリートの厚さはcontainment 内からの放射線のしやへいからきめられている。

⑧ Hazard analysis

MHA について

イ 事故の定義

○ 1次格納領域に放出される F P

固体 —— 1%が蒸発して放出される。

ハロゲン —— 50% " "

気体 —— 100% " "

○ Na —— 100% " "

○ Pu —— 10% " "

ロ 許容線量クライテリア

○ limited access —— 直接照射線量が(事故から8時間について)、格納建屋の外側で25ラドに制限されなければならない。

○ extended access —— (事故から30日間について)直接照射線量が、格納建屋の外側で3ラドに制限されなければならない。

⑨ 耐震設計

地震地帯でないところに設置すると仮定している。

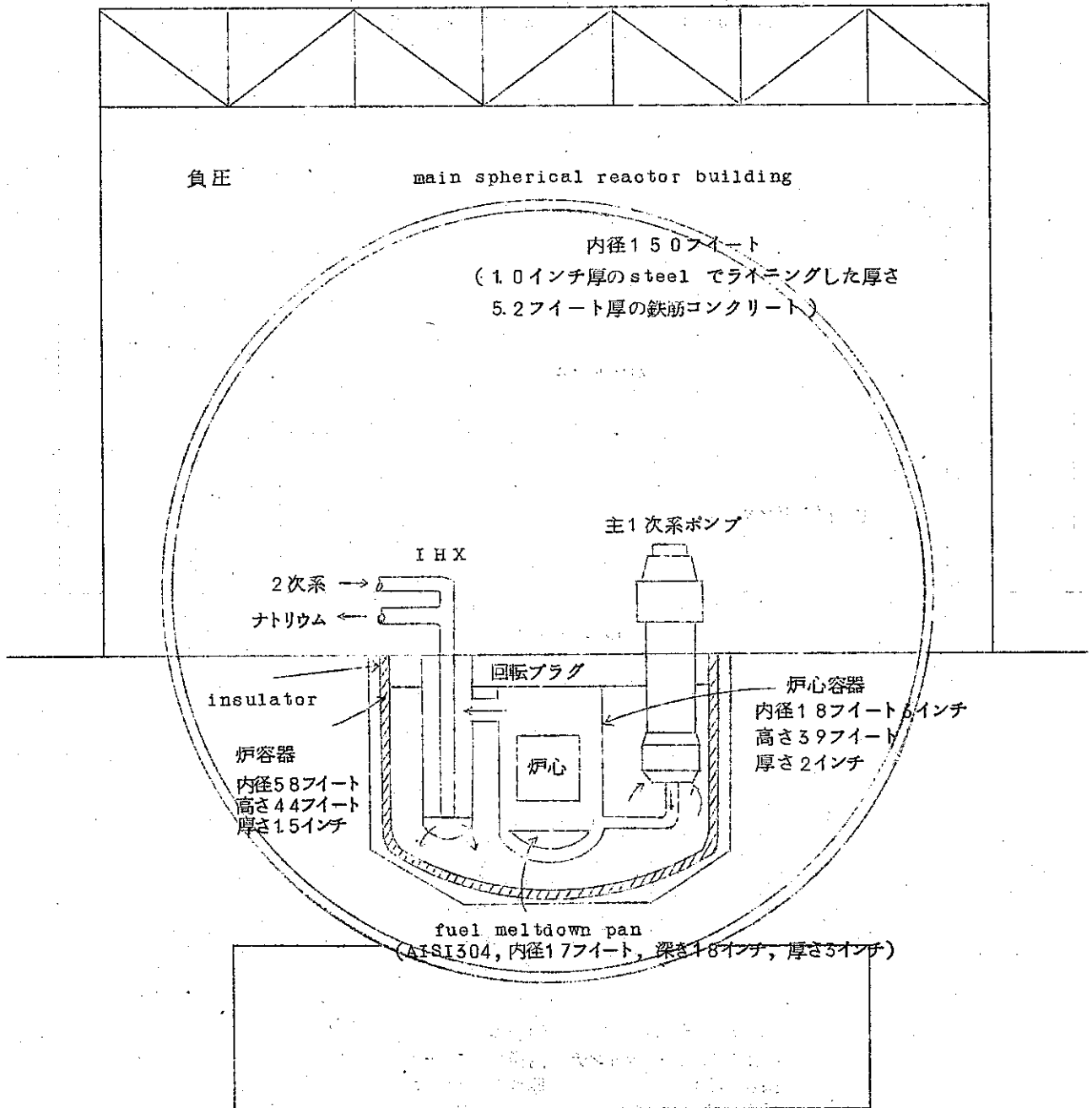
5. Safety 関係の R & D について

記述なし

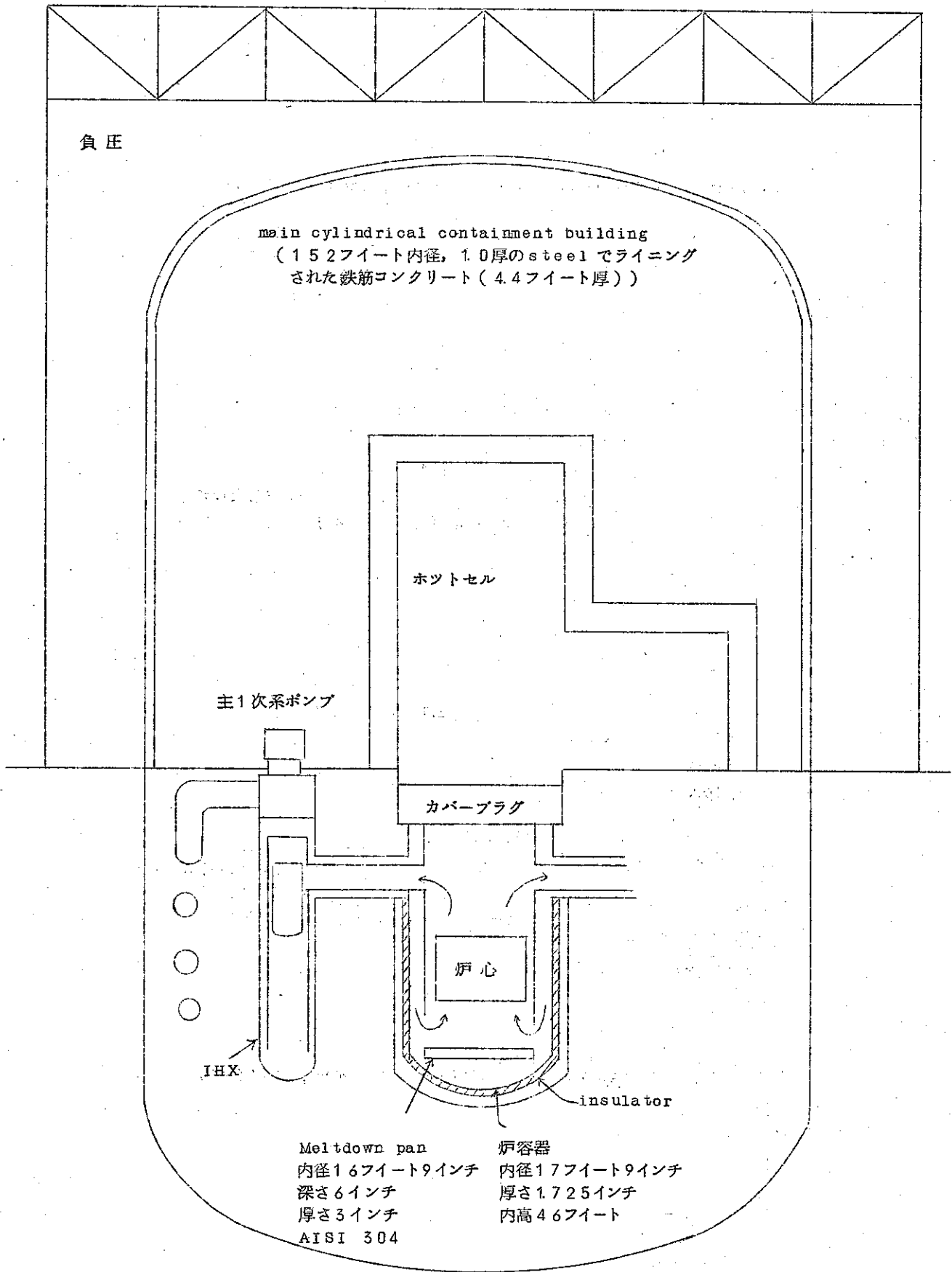
6. General safety criteria

特になし

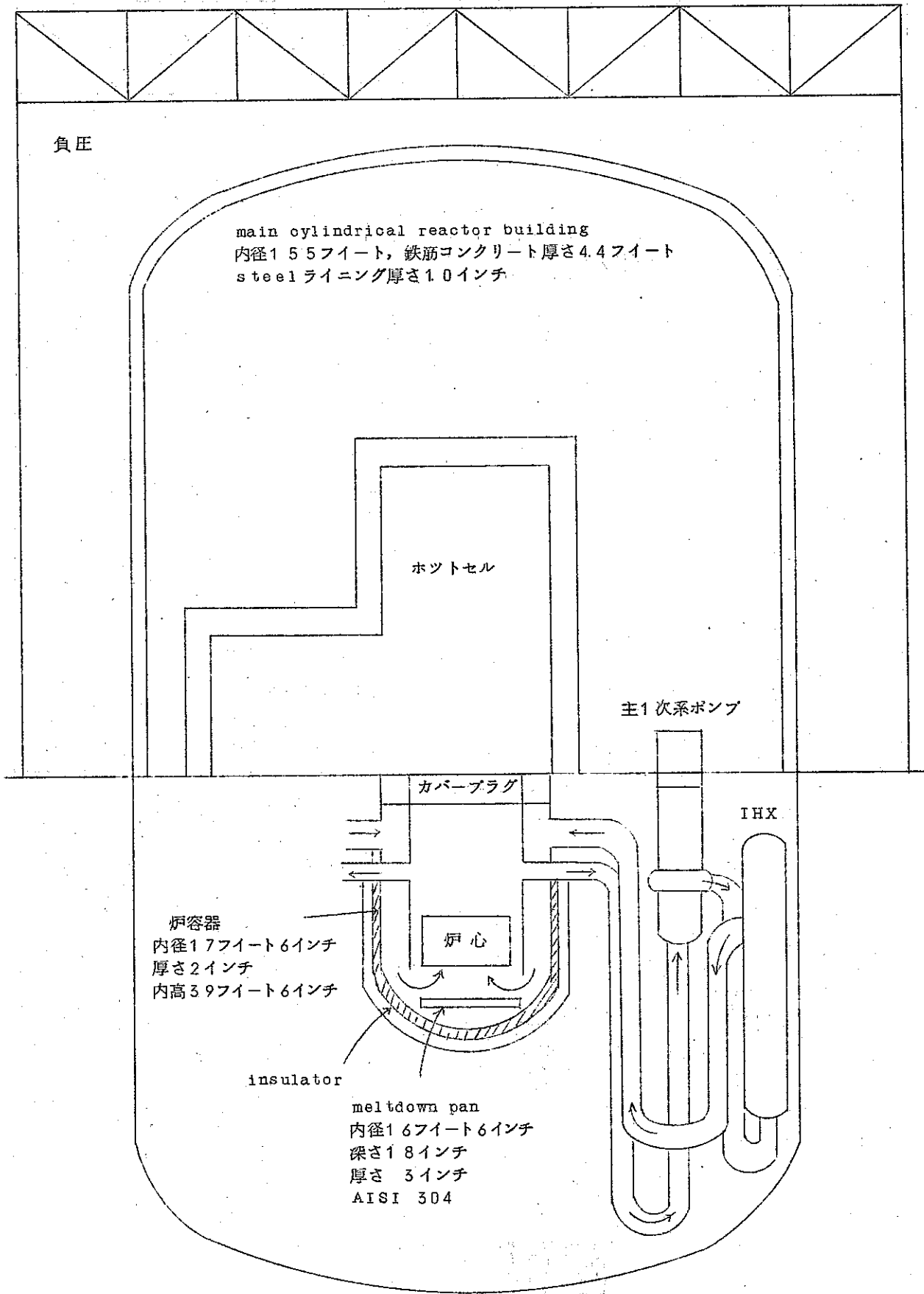
reactor plant building (controlled-leakage, industrial type structure)



第1図 原子炉建家 (Concept I)



第2図 原子炉建家 (Concept II)



第3図 原子炉建屋 (Concept III)

負圧

main cylindrical reactor building
 内径110フット, 高さ90フット
 鉄筋コンクリート厚さ5.2フット
 steelライニング厚さ1.0インチ

主1次系ポンプ

2次系

回転プラグ

insulator

炉容器
 内径50フット
 厚さ1.25インチ
 内高57フット

炉容器
 内径18フット
 10インチ
 厚さ2.25インチ
 内高26フット

炉心

IHX

melt down pan
 内径11フット
 深さ18インチ
 厚さ 2インチ
 AISI 304

第4図 原子炉建屋 (Concept W)

Combustion Engineering 1,000MWe LMFBR Safety Design

まえがき

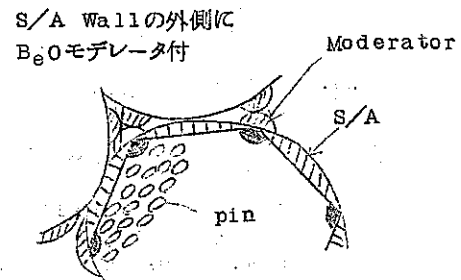
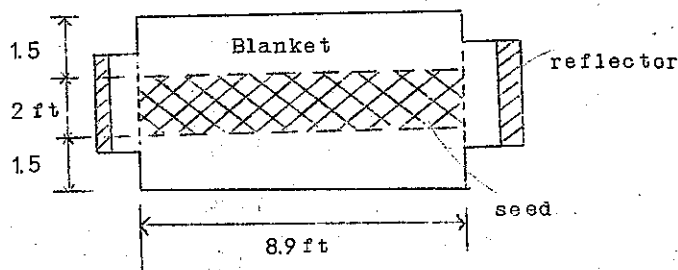
Task I Report では、13種の Modular Core と 10種類の Cylindrical Core について比較されていて、その中から Best の Modular Core と Syindrical Core が選ばれている。ANL-7520 ではこの2炉型の検討と reference core の検討がなされている。本資料ではANL-7520から reference core を中心にまとめた。

炉型はプール型、偏平炉心でスペクトルを軟化する目的で BeO が各 S/A に付いている。燃料は Na bonded mixed carbide である。また燃料交換は Under Plug 方式 (パンタグラフ) である。

1. 炉心設計

① 設計基準

reference core は $L/D = 0.225$ の偏平 cylindrical core であり、燃料は Na bonded mixed carbide である。



(10% over power 時の Max Allowable Temy.)

Fuel : 2,500°F

clad : 1,200°F

② 反応度係数

o Na Void Coeff. (% $\Delta K/K$)

(100% seed & axial blanket) : +1.395

o Doppler Coeff. (TdK/dT)

Na in : -0.0064

Na out : -0.0042

o β 不明

③ Hot Channel Factors (Task I に述べられている一般的な考え方)

o Operating Allowance Factor

Over power allowance	1.0
Total flow allowance	1.0
Inlet temp allowance	5.0°F
Local S/A outlet temp-allowance	25.0°F

o Peaking Factor

Seed (Radial Peak/Avg)	1.217
Seed (Axial Peak/Avg)	1.191
Seed Hot S/A (Radial Peak/Avg)	1.04
Local flow reduction factor (within S/A)	1.00
S/A total flow reduction factor	1.00

o 統計的不確定 Factor (3σ)

Hot channel Temp rise の測定	10°F
S/A rodial peak/Avg	0.01
Local flow reduction	0.10
Axial power shape	0.05
Fuel thermal conductivity	15%
Seed radial and axial peak/Avg の積	10%
Fuel dia, density composition	3%
Thermal power の測定	5%
New bundles factor	5%
Clad thickness	10%
Clad conductivity	10%
Bond thickness	30%
Bond conductivity	5%
Na heat trans coeff	25%

2. 制御及び保護系 (AEC 70項目に従う)

① rod worth

o control rod 1本当り最大は 0.4% ΔK/K におさえる。(rodejection)

o Total Worth で 6.50% ΔK/K

Shim-regulating system は Ta, で 13本 total 2.90% ΔK/K

Safety system は B₁C で 9本 total 3.60% ΔK/K

o Reactivity Requirement の内訳 (% $\Delta K/K$)

	S.R System	Sa System
Burnup - one cycle	0.863	0.863
Full to zero power		
Expansion effect	0.080	0.080
Doppler "	0.275	0.275
Mancuvering & error allowance	0.500	0.500
Operating to cold at zero power		
Expansion effect	-	0.247
Doppler "	-	0.274
Total	2.72	3.24

② Buck up 系

Control は上のように 2つの独立 system に分ける。Drive は Preumatic と Mech.。primary shut down system は完全引抜状態にある safety rod であり, shim-regulerod が Backup system である。更に detector から instrument channel ~ safety rods までが 2つの分離した system に分けられている。

③ Core Protection

o in-core instrumentation

各 S/A の出口に thermo comple が 2ケあり, その signal は

(1) 各 channel 出口温度の連続モニタ (2) protective action trip に使われる。

o local fuel failere

3つの系統の protection によつて, その propagation を防ぐ。

1) in-core themoconple (computer control)

2) reactivity meter

3) F.P gas 及び Delayed neutron の検出

Na bond 型であるため cooland boiling 前に bond が boiling することを考える必要がある。また, 運転中の sudden bond loss は fuel melting を起す可能性がある。なので bond の信頼性が問題である。

o Fuel Failure & Damage Propagation

Fuel rod と fuel S/A の設計は, Clad failure が rod to rod へ propagate しない様に, また clad と fuel 間の loss of Na bond を起さない様にする必要がある。更に fuel S/A は one S/A の冷却材入口の全 plugging が起らない様設計すると共に, 局所的な plugging による冷却材 boiling 又は fuel damage が, 他の S/A まで propaget する前に protection system によつて納める必要がある。

(Table 1 に事故の検討が行なわれている)

TABLE 1 ANALYSIS OF PROTECTED ACCIDENTS

	Signals for Protective Action								Consequences of Failure of Protective Action		
	Primary		Secondary		Tertiary		Others		Consequences	Time after Start of Accident (sec)	
	Type	Time (sec)	Type	Time (sec)	Type	Time (sec)	Type	Time (sec)			
I Loss of Flow											
a Loss of all primary pumps	Loss of pump power	0.2	Power/flow	2.0	Subassembly outlet temp	2.5	Mixed mean outlet temp	6.5	Sodium boiling	10.0	
							Low flow	5.0			
							Seactivity	6.5			
b Local subassembly plugging											
1 Instant blockage	Reactivity(fuel melting)	6.0	Coolant fission products	20.0	Cover-gas fission products	30.0	(a)	15.0	Coolant blockage and melting in adjacent subassemblies	10-20	
(a) ≤ 5 Subassemblies											
(b) 6 Subassemblies	High power level	0.8	Reactivity(coolant void)	0.8	Subassembly outlet temp	1.2	Mixed mean outlet temp (b)	6.0		10-20	
			No damage if detected by subassembly outlet thermocouple and oscillator tests. If not detected, conditions would approach those above for instantaneous blockage.								
2 Slow blockage											
c Failure of primary containment											
1 Major rupture (i.e., double-ended pipe break; check valve fails)	Subassembly outlet temp	0.1	Sodium level	0.5	Reactivity	1.0	Leak detection	1.0	Sodium boiling	2.0	
2 Minor rupture	Sodium level	(c)	Leak detection	(c)	If not corrected, this accident can result in the same effects produced by accidents Ia or IIc with similar protective action.				Sodium boiling	(c)	
II Reactivity Ramps											
a Control-rod ejection (single rod)	High power level	0.2	Subassembly outlet temp	0.4	Mixed mean outlet temp	4.0	Reactivity	0.2	Sodium boiling and fuel melting	15.0	
b Control-rod withdrawal (all rods)											
1 At full power	High power level	4.8	Subassembly outlet temp	6.0	Mixed mean outlet temp	9.0	Power/flow	5.0	Fuel melting	20.0	
2 Startup conditions	Variable high power level	73.5	Subassembly outlet temp	77.0	Mixed mean outlet temp	81.5	Reactivity	5.5	Sodium boiling	84.0	
	Entrained gas level	-2.0	High power level	0.1	Subassembly outlet temp	0.4	Period	73.2			
c Gas bubbles											
d Subassembly drop in critical core during re-fueling	Provide ample shutdown margin		Criticality checks		Fabrication checks		Pre-refueling enrichment checks at reactor plant		Sodium boiling in affected subassemblies (if ≥ 23 ft ³ bubble)	0.2	
									Accident judged incredible		

(a) Reactivity (coolant void) plus coolant fission products or cover-gas fission products in coincidence.

(b) Fission products - coolant and cover gas.

(c) Depends on the rupture.

(重要な事故)

a) Credible Accidents

- (1) Local S/A plugging
- (2) Gas bubble accident

b) Hypothetical Accidents

- (1) Core meltdown
- (2) Gross core voiding

(Na bond fuel failure)

Loss of bond (1) sudden loss - gross fuel melting

- (2) Allow-loss - swelling で gap がつまり gross melt には至らない。

いつれにしろ cladding failure は起る。propagate はしないように design する。しかし molten fuel-Na 反応については不明。

o Local S/A Plugging

Na Void に関係する Credible Accident

- (i) One on a few S/A の coolant blockage.
- (ii) Coolant 中への Large gas bubble の混入

(i)の事故(局部 plugging)は比較的長い時間持続する可能性があるが、Void Condition になる前に各 channel にある出口温度 Thermo couple で検出される。これがミスすると FERMI と同じことになる。2~3本の S/A Void による反応度挿入は非常に小さく gross system としてこれを検出するのはむづかしい。故に fuel damage はさげられないが、反応度付加としては小さいので問題ない。重要なことはこの damage が propagate しないようにすることである。

(ii)の gas bubble 事故の方は、大きな bubble が長時間 core 中に保持されないと boiling への発展はない。正の反応度効果と1時的に heat sink が loss することを考え合わせても、少くとも19本の S/A にわたる大きな gas bubble が挿入され、しかも core 中で 15 in (core の 2/3 high) 高さの Void にならなければ failure に至らない。この bubble の入口における actual size 2.8 ft dia, 0.5 ft high となる。これは design で十分逃げられる。

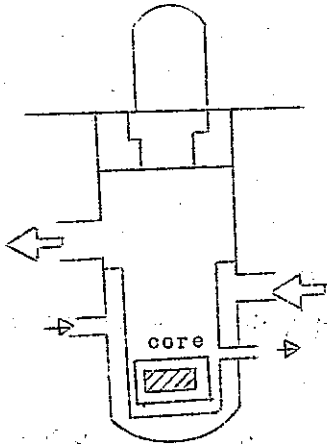
o Gross Core Boiling

Na boiling による Gross Core Voiding については MHA として後出するが、Voiding による反応度挿入率の理論的な上限は約 20 \$/sec となる。この事故は全ての保護系故障と重なったときのみ起り、Core meltdown まで進むだろう。

3. Heat Transfer System

① Loop Type ; 6 loop-Anx. loop

② 1次系配管のうち主要部分は2重管となつている。



(Reactor Vessel は2重)

サイホンブレーカーがあり、主1次系の事故で入口配管ノズルレベル以下にはNaレベルはさがらない。また、1次系Naインベントリが大きいので、炉容器破損や補助系破損が生じても主出口ノズル以下にさがることはない。

③ Anx. Cooling System

主冷却系の Natural convection の backup として存在する。

4. Containment Design Bases

① MHA

MHAとしては(1)Core Meltdownと(2)Gross core voidingを考える。

(Core Melt down)

Core melt downによる重力落下の反応度 rump は $\sim 65 \$/\text{sec}$ とされた。

(Gross Core Void) (前出)

最悪の場合として次の過程を考える。

(1) reactor vessel で large rupture を起し、入口プレナム圧がさがる。(2)保護系のミス (3) NaはVoid部に re-entry しない (4) Na bond は残っている (5) Na super heatを 215°F とする。

このとき $2.0 \$/\text{sec}$ の挿入となる。

(Bethe-Tait)

PuC-UC 燃料の Critical Constant $T_c=4470^\circ\text{K}$, $P_c=1490\text{atm}$, $V_c=67\text{cm}^3/\text{mole}$, $Z=0.27$ 反応度 rump = $65 \$/\text{sec}$ (WEAK EXPLOSION)

300MW sec の Available work となる。

②~⑨なし

5. Safety 関係の R & D

記述なし

6. General Safety Criteria

記述なし

General Electric 1000MWe LMFBR Safety Design

まえがき

Follow-on Study の Task I を中心にまとめたものである。ここでは Conservative Design と Advanced Design が検討されており、炉型は共にタンク型で燃料交換方式は Hot Cell Type である。ANL-7520 の Reference Design は Advanced Design にほぼ等しい。

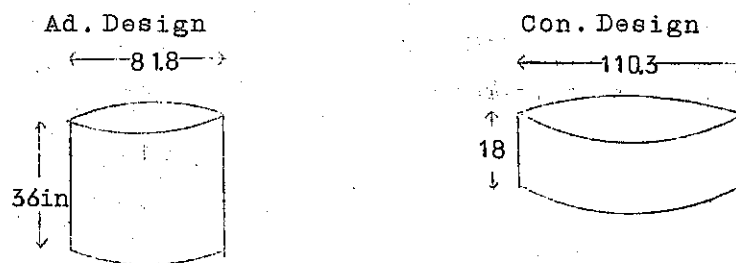
- ① Conservative Design ; 大量の Void と燃料溶融事故が起り得るとするが、設計上の考慮で、出来るだけ事故の規模が小さくなるようにする。例えば BeO によるドブラーの増加、パンケーキ型にして Void Coeff を小さくする。

Building Design では Cold trap Vault での Na 火災を考える。安全性については、現状の技術で対処する方針

- ② Advanced Design ; 検出系を強化して、完全炉心 Void と大量燃料溶融は起り得ない。Building Design では Na 火災は生ぜず、他の事故でも大量の FP 放出は起らない。安全性については、今後の技術上の進歩を期待している。

1. 炉心設計

- ① 設計基準
形状



(Damage の Criteria)

- a 最大許容炉心破損は One S/A 以上で、gross fuel cladding failure が起ると計算される点である。
- b 実験結果にもとづき、1本の fuel pin が次の条件になれば gross cladding damage を起すと考える。
- 1 燃料ミートの axial cross section の 50% が 5 sec 以内に溶けるとき。
 - 2 表面 cladding 温度が 1620 °F を越えるとき。
 - 3 Cladding temp と pin 内圧が pin rupture 点を越えるとき。

② 反応度係数

	Ad. Design	Con. Design
o Core Geometry Effect ($H\Delta K/H$)		
Axial fuel growth	-0.16	-0.099
Radial core growth	-0.48	-0.65
o Doppler Coeff ($-T dK/dT$)		
Na in	0.0076	0.0067
Na out	0.0050	0.0046
o Na Void Reactivity (β) :		
	$\beta = 0.0035$	
Total Core & Blankets	2.50	-0.08
Max ($\frac{2}{3}$ height 80v/o)	6.00	2.65
One Bundle Max.	0.08	-
④ Core Peaking Factor		
o Power		
Axial Distribution	1.23	1.12
Radial Distribution	1.22	1.23
Control Rod Flux Depression	1.05	1.05
Shift Factor		
(fuel New to Average Facta)	1.04	1.09
Hot Spot Factor (不確定性)	1.05	1.05
Over Power Allowance	1.10	1.10
Total	1.89	1.82
o Coolant Enthalpy		
Radial Power Distribution	1.22	1.23
Control Flux Dipression	1.05	1.05
S/A Shift	1.00	0.99
S/A Flow Distribution Effect	1.13	1.12
Orifiling Effect	0.90	0.90
Hot Stream (不確定性)	1.06	1.06
Cooland Dibution		
(leakage & radial flow)	1.02	1.01
Total	1.41	1.38
(over all peck to avarage power density)		

2. 制御及び保護系

① rod worth 等	Ad.(22in ϕ)	Con.(30in ϕ)
o No. of Control Rod (本)		
Burn-up Control (Ta)	5	18
Scrum (B ₄ C)	26	37
Total	31	55
o Ave. Rod Worth (\$)		
Burnup Control	0.40	0.53
Scrum Control	0.67	0.66
o 反応度要求 (\$)		
(Primary System)		
Burnup (Refuelia Cycle)	1.61	7.89
(6ヶ月 : 110,000MA D/T)		
Cold Shutdown - Full Power ^(*)	4.93	5.26
Max Rod Worth (One Stuch Rod)	1.05	1.05
Worst Credible Sodium Void	0.08 (one S/A)	2.65 (80v/o core)
One S/A の Fuel Compaction	0.30	0.20
Shutdown Margin	1.50	1.50
Contingency (20%)	1.89	3.70
Total	11.36	22.25
(Backup System)		
Cold Shutdown - Full Power	4.93	5.26
Worst Credible Sodium Void	0.08	2.65
Fuel Compaction	0.30	0.20
Shutdown Margin	1.50	1.50
Contingency (20%)	1.34	1.92
Total	8.09	11.53
Grand Total	19.45	33.78

(*) Cold Shutdown - Full Power Operation の内訳

Fuel Doppler Effect	-3.59	-3.17
Radial Expansion	-1.29	-1.98
Cladding Axial Expansion	+0.11	+0.08
Fuel Axial Expansion	-0.68	-0.42
Sodium Thermal Expansion	+0.52	+0.23
Total	-4.93	-5.26

② Buck up System (上記)

Drives Element, 回路は独立とする。

③ Core Damage Protection

o Ad. Design では local fuel failure を検出し, Major Meltdown から compaction 事故に至る前に Core を shutdown し propagation を防ぐ。

local fuel failure で, molten UO_2 -Na reaction が伴わないならば propagation は非常にゆつくりしており, 他の Channel に移るのに 10~15 sec かゝる。また One channel 内の pin がかなりたくさん damage するまで, local propagation を検出するのはむづかしい。slow propagation type 事故の allowable damage は Ad. Design で 7 本 S/A とされた。Molten fuel-Na reaction の効果ははつきりしないが, S/A wall を強化することで channel to channel の propagation は防げよう。

o Con Design では Meltdown Trays と Blast Shield が付加されている。

o Safeguards Instrumentation

(Con. Design)

Thermo couple (Cr-Ar); inlet & outlet Temp アラームのみ

圧力計 (gross); pump outlet, core の inlet & outlet plenum

Ion Chamber ; 反応度挿入

Delayed Neutron & F.P モニター ; failed cladding

(Ad. Design)

上記の他に

各 S/A outlet に複数個の Thermo couple

各 S/A に flow meter

各 fuel bundle に Pressure Measurement

local failure 用の Delayed Neutron & F.P 検出器は 10 sec 以内の response time が必要

(Time Constant)

sec

Nuclear Instrumentation 0.05~0.5

Local Fuel Damage One S/A ~5

" 7 S/A ~10 to ~20

Pump Trip out Time Delay 0.5

Chan. Outlet Thermo couple 0.5

Chan. Outlet Flow meter 1

Pri Loop Flow Meter 2

Control Rod Insertion One quater 0.2

" full 0.5

Delayed Neutron Detection ~8 to ~20

o Sodium Boiling

もし Void 反応度が大きければ、Core Compaction がなくても Na Void によつて、disassembly が起りうる。core からの Na drain, core への gas 挿入, bulk coolant boiling, hot fuel との contact による flashing 等の可能性が考えられる。炉心 drain と gas 挿入は design で逃げ得るので bulk boiling と coolant flashing を検討した。

(1) Flow Reduction による Voiding

scram なしの 75% flow reduction を考える。Fig. 5-25, 26 に出口 peak Temp を示す。これによると、もし 200°F の super heat から boiling が始まるものとすれば、boiling は生じないことになる。一方、膨脹の負のフィードバックも考えられるので Na の Bulk Boiling を起すには 400°F の superheat が必要となる。このとき expulsion で 100 psi の driving force が生ずる。即ち、Con Design では初期の Flow reduction (Slumping を考えない場合) による Voiding Accident は disassembly を起し得ない。

(2) Reactivity Insertion による Voiding

hot fuel と Na の接触による Vapor 発生を考える。もし Bulk Na が sub-cool にあるならば、local vapor formation は排除できるだろう。Metal-Na のデータはかぎられた実験しかないが、Oxide Fuel は Melting point が Na の critical temp. 以上であるので Na 中に inject したとの小破片にはならないようだ。云いかえれば、nucleate boiling になる前に燃料表面が固化する。(nucleate boiling が particle を割る driving force となる。)しかし、これが起らないと断言することはできない。例えば pin 内圧による分散するかもしれない。また ANL-7279 の実験では、particle の vapor blanket は、この rapid heat transfer を抑制するのに効果があまりないと云われている。

Na の critical pressure 程度の driving pressure が生じ得ないと証明するのはむづかしい。故に上限をうるために運転条件で core disassembly を生ずるための圧力は安全側に 1000 psig or less と estimate された。これは約 2900°F の saturation temp. に相当する。この値は radial core support の強度を弱くすることによつてもつと小さくできる。

Fig. 5-27 に Channel Void Worth (最大 2.7%) を、Fig. 5-28 に Void Growth Plot を、Fig. 5-30 には 20%/sec ramp から得られた Voiding 反応度パルスのシリーズである。最大で 175%/sec の挿入率になるが、最大 pulse height で約 60% にすぎない。全体の Total で 1.25% になるのでスクラムが働かなければ disassembly を起すに十分であろう。

o Fuel Failure & Damage Propagation について

F F D の検討と, Max. Allowable Fuel Damage の検討が必要。この Damage は, over all core void や slumping 等に propagate してはならない。問題点は次のように分けられる。

1. 燃料破損の過程と破損に伴う燃料の挙動は?
2. S/A 内での damage の propagate の機構は? そのうち最も可能性の大きいものは? propagate の rate は?
3. 1 S/A から他の S/A への propagation の機構は? 又その時間は?
4. どのようなスクラム信号が, 事故の各ステージに適しているか。

この点に関する検討内容を Appendix に示す。

3. Heat Transfer System

① Tank Type (6 Loop)

② Single Wall でギロチン rupture を考える。

(ANL 7520 では Double Pipe になっており, 間は gas gap の insulator となっている。又 Vessel も 2 重である。)

③ Aux. Cooling System

この系は Ad 及び Con. Design で次の様に考えられている。

(目的) a Emergency Cooling

外部電源喪失時に, 炉のスクラム後に発生する energy を, core damage を防ぐに十分な量だけ除去する。

b Normal Shutdown Cooling

1 次, 2 次 Na の最大温度から炉心燃料交換の温度まで, reasonable period で下げる。

(構造) a Emergency Cooling は Pump Coastdown によつて Natural Convection

(1 次, 2 次共) に移る。Energy は Steam Generator にとられる。

Steam は空中に放散される。

b Normal Shutdown Cooling は 1 次, 2 次系の pony motor による。steam

generator へ移し steam は main turbin をバイパスして主コンデンサーでコンデンスされる。feed water pump speed は control して S.G の温度差を control する。

4. Containment Design Bases

① DBA of Containment

(criteria)

DBAは1次タンクと refueling cell に納まること。更に Na 火災と Na - 水反応を防ぐ。

- a I H X は1次系の blast effects, transient pressure, temperature 上昇に耐えること。又2次系には isolation valve が必要。
- b refueling cell と1次タンクはDBAに耐えること。
- c 炉心はDBA後も Na に浸されること(1時的には裸になつてもやむを得ない)
- d Molten Fuel Dispersal Mechanism と Decay heat removal の方法は, DBA で Core Disassembly が起つても可能であること。
- e DBA の Containment に必要な component, piping は100%の多重性をもつこと, 又は back up system をもつこと。またそのテストが可能であること。

(例) ① Decay Heat Removal System, ② 1次タンク外国のコンクリート冷却系,
③ 緊急電源等

- f DBA の Blast, 圧力, 温度効果は containment を維持するに必要な補助系の効果を損なわないこと。

(M H A への過程)

o initiate 事故の種類

- 1 反応度挿入事故
 - a 制御棒引抜き, ejection
 - b 炉心変形
 - c Cladding 内の Fuel Movement
 - d Fuel S/A の drop in
 - e Inlet Temp. Change (Pool だから問題ない)
 - f Other Possible Reactivity Insertion
(地震, vessel Head の drop)

- 2. Loss of Flow
 - a Core 全体の Loss of Flow (inlet pipe, plenum, peny の failure)
 - b Local Loss of Flow in One S/A
(bowing, crud building, debris)

Ad. Design では以上の事故は全て Protection System によつて限られた本数の fuel damage に抑えうる。故に Void 反応度に制限はないし, また melt down type の事故も考える必要がない。Ad. Design の最悪の事故は One S/A 内の Flow Blocking, Voiding, Compaction となり, それぞれ検出されてスクラムし, propagation は防がれる。

Con. Design では、instrumentation と control system が fail し、core melt down type の事故が起ると仮定する。MHA に達する過程はつぎの3つを考える。

a Control rod の引抜きのような反応度挿入が起り、その検出とスクラムをミスする。

もし挿入率が十分速ければ fuel failure を起すだろう。この Type の事故は core の axial center で起る。この位置で発する Void の型は反応度の点からみて1番悪い型である。Na void による反応度の挿入は fuel failure rate を増し、core slumping, compaction の生じる可能性がある。(前出)

b 全体の loss of coolant flow が起り、検出とスクラムがミスする。この結果 core 上部に Na Void が生じる。この Void の反応度はそれほど大きくはない。また、fuel 温度も低く、Doppler フィードバックも a より大きい。故に a より大きな事故にはならない。

c Flow Blockage が One S/A で生じ、検出とスクラムが出来ずに propagation が広がる。少くとも7本以上の S/A に propagate すると抑制できなくなる。

(放出エネルギー)

o Coolant の反応度効果は考えず、classical な disassembly で考えると melting と compaction で生ずる反応度 ramp の結果である。compaction は重力による。

o 5 \$/sec の反応度挿入が initial すれば disassembly する。compaction によつて 65 \$/sec 約 2,000 MW·sec の available work となる。

o 全体の完全 Blockage は生じない。25D/T flow になつたとする(3 feet dia の入口プレナム rupture に相当)と 20 \$/sec ramp となる。

o 炉心の Void Accident の検討(前出)

o 結論として Con. Design の available work は 1,000~2,000 MW-sec を越えることはない。故に containment design は 2,000 MW·sec で行なわれた。

② 耐衝撃性

Cons. Design では Blast Shield が考えられている。これは1次 Vessel と IHX の rupture を防ぐ目的である。Blast shield は横方向と下方向にあり、ガスシールした小さなシリンダをたくさんはさんだ compressible layer である。

上方向はカバーガスの compressibility での吸収が期待できる。

③ Sodium Fire, Ejection

a Na 火災は運転中には DBA を含むいかなる場合にも起らない。

b Con. Design では保守中の Cold trap Na line の rupture で Na fire が起る。この事故のために low leakage ($\leq 2.5\%/day$) Building にする。

c Ad. Design では設計と計測上起らないとする。

d 2次系 Na 1ループ分の火災でも radiation limit (10 CFR 100)内

④ 事故後の decay heat 除去 (前出)

⑤ Melt Thru Protection

Con. Design には Melt down Trays をつける。

⑥ Containment Cooling System

⑦ Containment leakage

(Con. Design)

o Maintenance 中の cold trap rupture → Na fire

o 2.5 %/day 以下の leak rate にする。refueling cell も同じ。

o Design Pressure 10 psig

(Ad. Design)

o Cold trap fire は Design で逃げる。

o Refueling Cell が Safe guard feature となり, building は耐震の必要もない。

⑧ Hazard Analysis

⑨ 耐震設計

(Operational Earthquake)

El Centro Spectrum で最大水平地盤加速度 0.1 g, 最大垂直加速度 0.075 g

(Design Bases Earthquake)

O.E. の 2 倍で水平 0.2 g, 垂直 0.15 g

(criteria)

(1) Class C の loads, stress の計算は Uniform Building Code for zone II に従って行なう。

(2) Class B は O.E. で行ない, 他の load (live load, dead load, wind load, MCA load 等との combine も考えること。この結果 stress が normal working stress をこえないこと。

(3) Class A は D.B.E. で行ない, また(2)の load の combine を考える。その結果 stress は, yield collapse load に対する lower bound limit の 70% を越えないこと, 又は材料の yield stress をこえないこと。

5. Safety 関係 R & D

(Safety)

M S A のアプローチ。Large Melt down と Voling Accident の確率を小さくすること。Ad. Design ではこの事故確率を negligible にする信頼性の高い instuments を control system 開発。Con. Design では最大ボイドパターンの決定と放出エネルギー限界について。

(Containment)

Contain すべきエネルギーの決定。実験による Na-UO₂ behavior

(Instrumentation & Control)

特に Ad. Core 用に

- o possible malfunction と fault tree
- o accident probability
- o reliability の決定と, その system 開発
- o probe (各チャンネル用 flow, Temp の多重性
- o 色々な事故に対する許容レベルの決定 (確率等)

6. General Safety Criteria

(Core Damage Protection)

通常運転に必要な機器のどれかが fail し, 更に同時に, その fail のために必要となつた機器のどれかをも一度 fail させるものとする。この機器とは structure member である piping, plenum, vessel 等を含むものとする。この条件下で core damage (meltdown や disassembly) を起さないようにする。

a damage を limit or prevent するために十分な core cooling が, どんなギロチン破断, vessel crack にも確保されること。単一ポンプ, チェックバルブ又は accident 検出器が不動作になつても通常のスクラム・レスポンスが行なわれること。

b いかなる single structure failure も, core 又は control system が control できないような反応度挿入にならないこと。

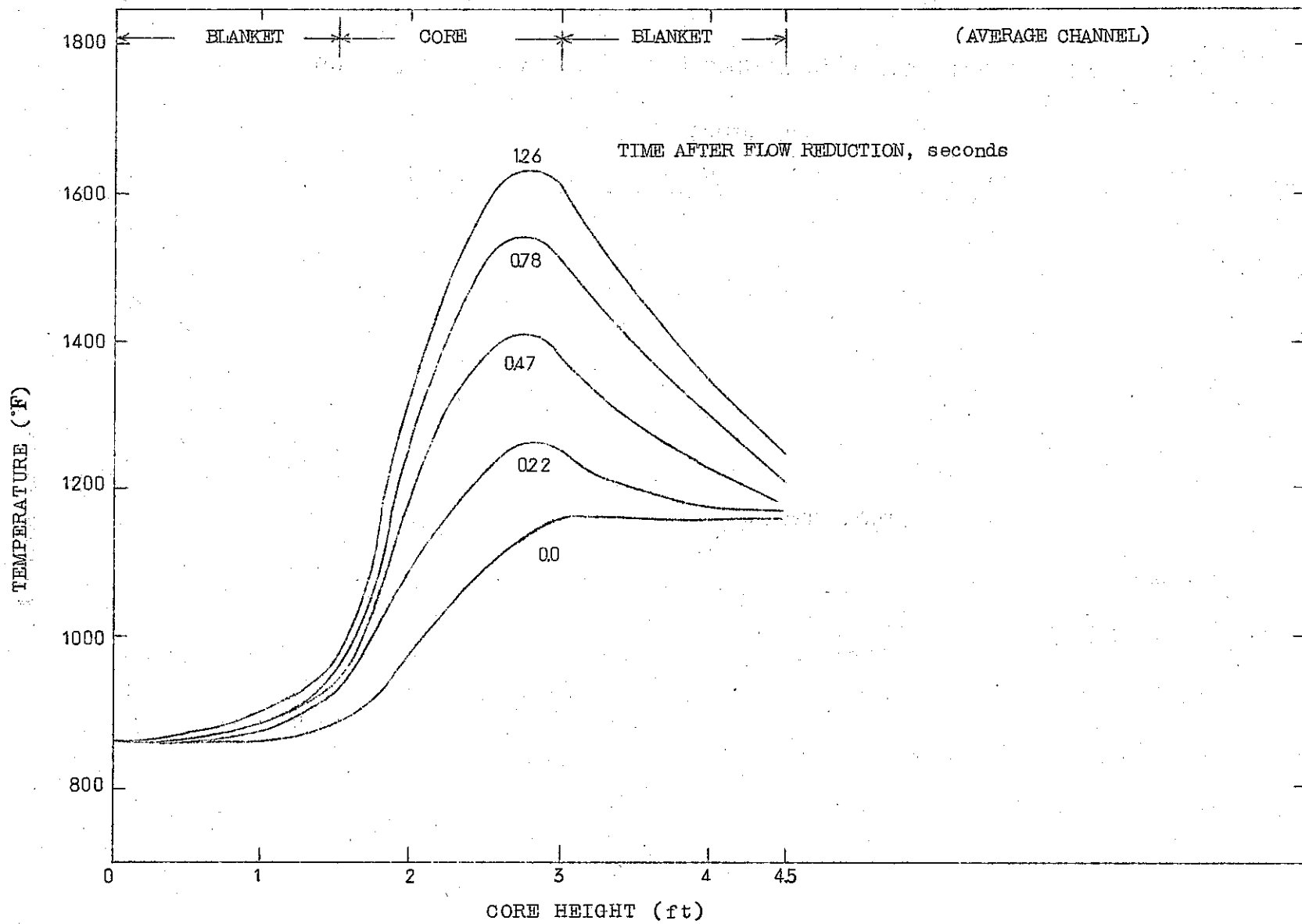


FIGURE 5-25. AXIAL PEAK COOLANT TEMPERATURE PROFILE, 75% FLOW REDUCTION

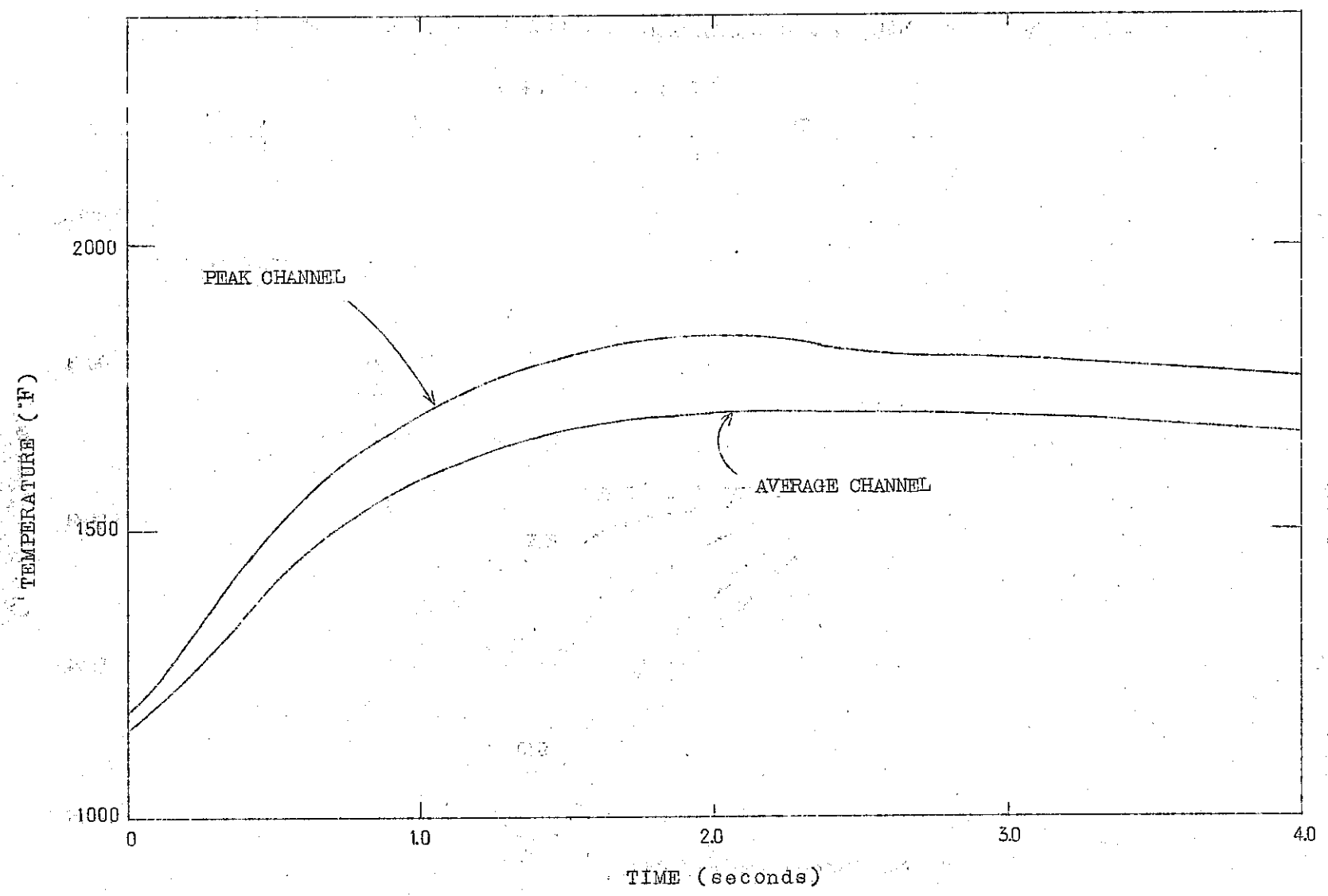


FIGURE 5-26. PEAK COOLANT TEMPERATURE, AXIAL SECTION G (OUTLET)

NOTE:

CHANNEL PEAK VOID WORTH UPPER HALF = 18c
 CHANNEL PEAK VOID WORTH TOTAL = 27c

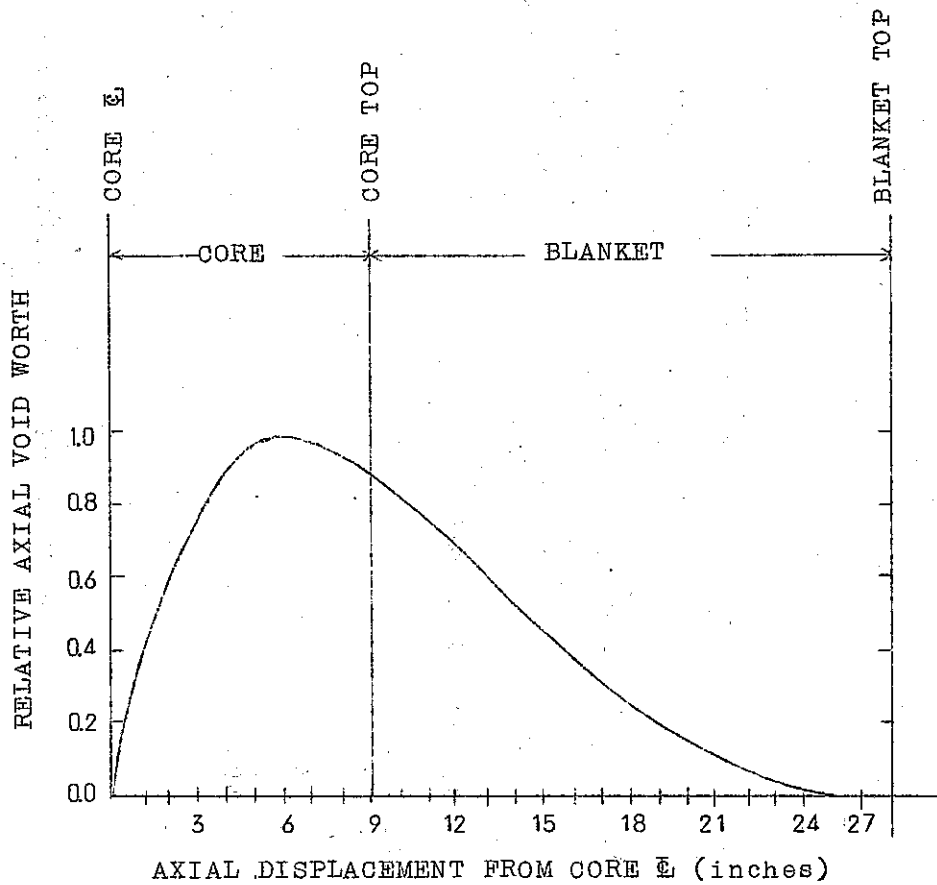
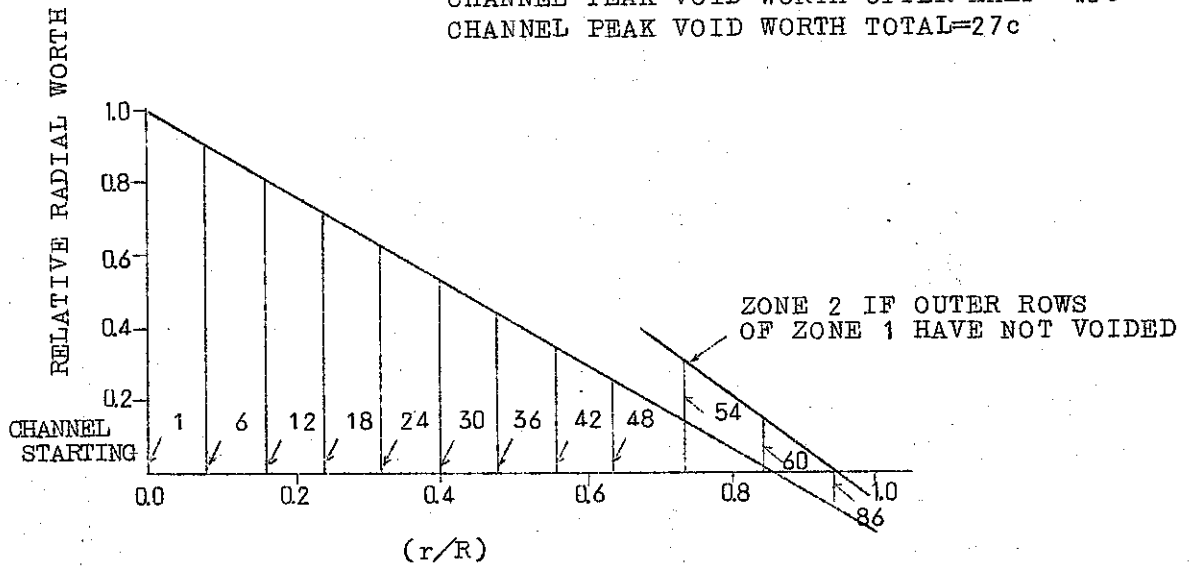


FIGURE 5-27. CHANNEL VOID WORTH (18-inch CORE)

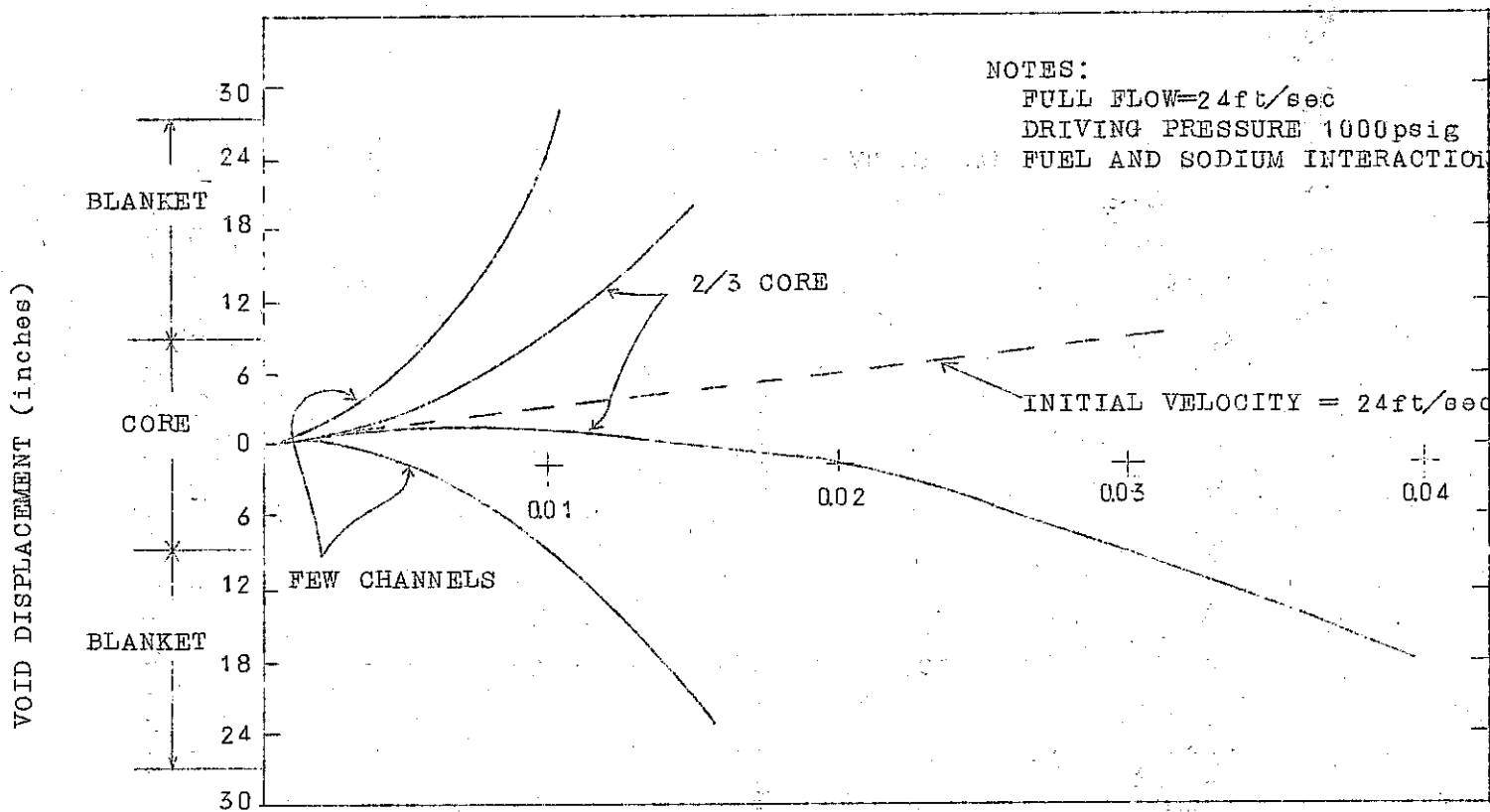


FIGURE 5-28. VOID GROWTH VERSUS TIME (18-in. CORE)

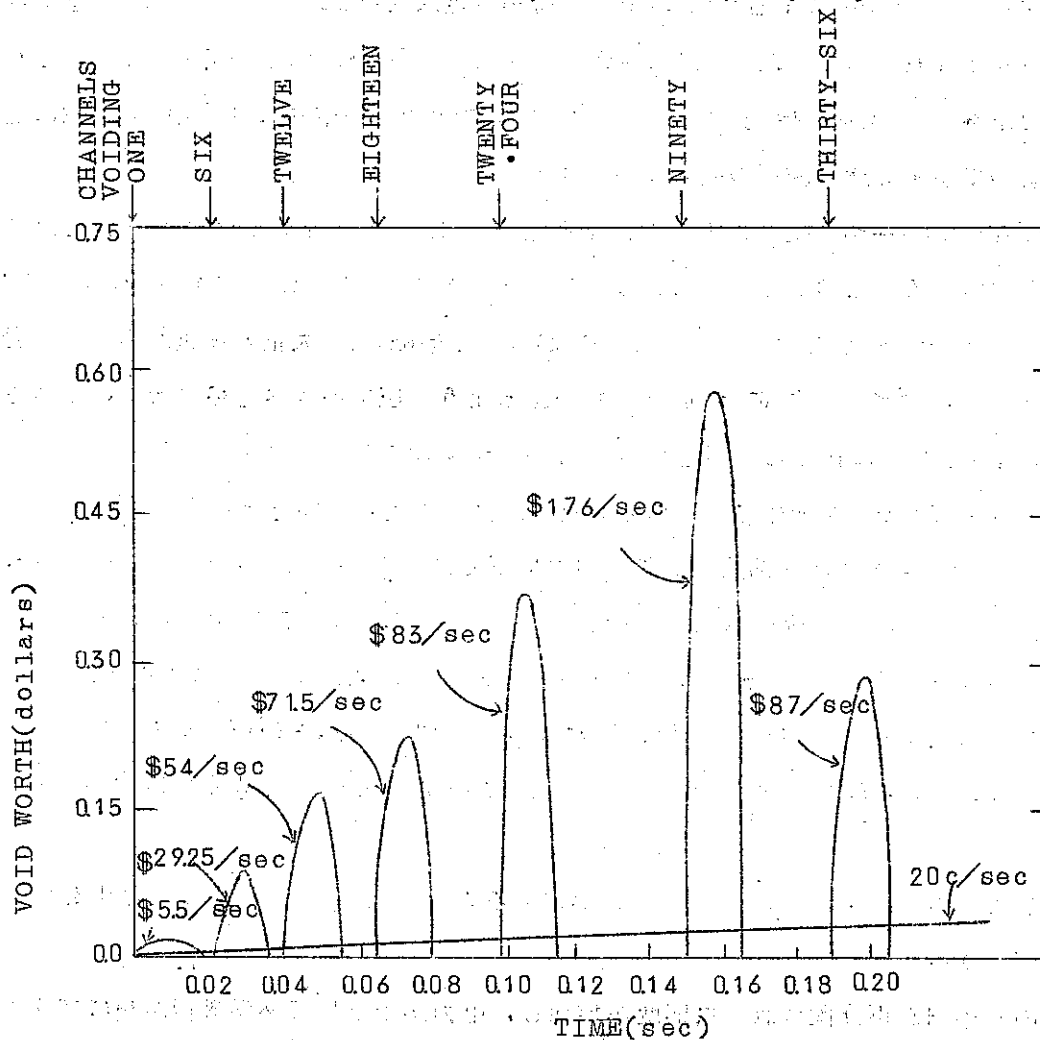
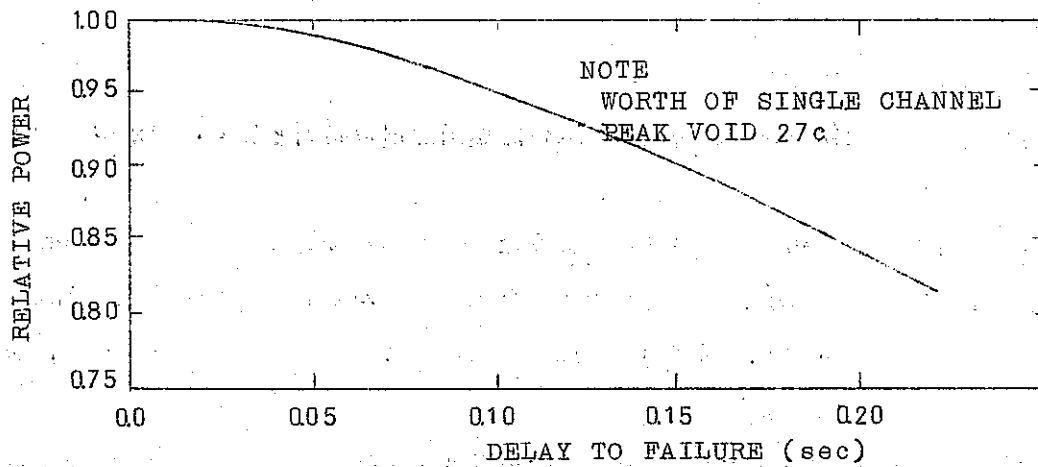


FIGURE 5-30. 20c sec VOIDING OF AN 18-inch CORE

Local Fuel Failure & Damage Propagation

1. Fuel Failure Behavior

出力暴走の初期や、全体の炉心流量減衰の場合に燃料破損の原因として、つぎの2つが考えられる。

- a S/A内の大部分の pinが冷却不足になるような gross の S/A flow reduction。この flow reduction は FERMI で起つたような入口ノズルの blockage で起りうる。
- b Cladding への deposit, 局所的な flow blockage, 燃料ピンのスエリング, ゆがみ等による S/A 内の failure。

入口ノズル blockage による S/A の全体の冷却不足は入口 mass flow rate をモニターすることで検出され得る。また Na 出口温度用 Thermo-couple によつて backup されている。こゝでは全 S/A 流量が持続している。事故の最初のステージ中に 1本の S/A 内に発生する異常によつて生ずる燃料破損の問題に注目する。

事故につながる条件が発生した後、重要な問題は failure behavior であり、これで事故のなりゆきが定まる。この behaviour は Violent と Nonviolent に分けられる。Violent failure は very hot 又は molten fuel が Na と接触し、大量の蒸気が発生し、恐らく冷却材を排除し、周囲の S/A に damage を与えるような圧力パルスを生ずるものである。この type の事故は Na に接する燃料を分散するメカニズムによつて促進される。

粗計算では failure を発生させるに十分な冷却能力不足の条件を想定する。FP gas plenum を持つ燃料以外の局所的な冷却能力の低下では non violent failure でおさまると云える。(pin 内圧が問題である) nonviolent failure では S/A 内をゆつくり伝播する破損で納さまろう。その propagation の mechanism は次のようになろう。

- a 隣接ピンに対する debris の分布によつて、冷却能力不足から破損に至る。
- b S/A 全体の流路抵抗の増加は damage region から十分離れた場所でも flow reduction を生ずる。
- c 沸騰している Na の stagnant area が出来ると、S/A を Void にするに十分な Void 発生が起りうる。

- d S/A内の燃料が再分配され、反応度が増加し、出力が上昇して燃料破損が更にアクセレートする。また、この over power のために他の S/A に直接破損を生じる可能性もある。

violent failure については、未だその過程が estimate されていないので、いまのところ Violent Failure がおこる可能性を考慮しておく必要がある。この場合、Na Vapor で生じる圧力はわからない。しかし、この様な事故が S/A flow にシビアな効果を持つことははつきりしているし、またこれは個々の S/A にある flow meter で簡単に速かに検出でき

る。また、Na中の acoustic waveを炉心外の計測器で検出しよう。もし最初の圧力 burstで隣接のS/Aに damageが起らなかつたら十分に安全であると云つてよいであろう。詳細計算は未だであるが、S/Aの破壊に対する抵抗は十分大きい。

2. Fuel Damage Propagation with in a S/A

(1) Propagation Caused by Distribution of Debris and Consequent Under-Cooling of Adjacent Pins

単純化したモデルを使つて、この機構で生ずる propagation rate に対する upper limit を検討する。次の仮定をする。

- a S/A 内で1本の pin に debris (外部からの異物又は熔融燃料)が附着し、pinと周辺との全熱伝達が止つたとする。(断熱破損メカニズム)
 - b pin 中の平均燃料温度が melting temp ($\sim 5000^{\circ}\text{F}$)に達したときに pin 破損は起るものとする。loss of cooling と failure の時間間隔は、事故がS/A内を propagate する speed を安全側に estimate するためにファクター10だけ小さくつた。
 - c 破損では、failed pin からの debris が隣接 pin の冷却をブロックするように分布する。この分配による時間は0.25 sec とした。またこの時間は上の $\frac{1}{2}$ の pin が中央の $\frac{1}{2}$ まで自然落下する時間である。この計算結果は fuel slumping の upper limit を estimate するのに用いられる。
 - d S/Aの幾何的な破損の propagation は、非常に安全側に選ぶ。S/A 中心で start し、燃料 pin は断熱メカニズムで順次破損する。
 - e S/A内の unblocked region の flow reduction 又は Na boiling による failure の acceleration は以下に示すようにさほど重要でない。
- 定格条件から start して、pin が $\sim 5,000^{\circ}\text{F}$ の平均温度に達する時間は仮定(a)の断熱モデルで計算された。

$$\frac{dT}{dt} = \frac{W}{PC_p} \quad \Delta t = \frac{\Delta T PC_p}{W}$$

- ΔT : melting までの温度変化 ($^{\circ}\text{F}$)
- Δt : " 時間 (sec)
- P : fuel density (614.0 lb/ft^3)
- C_p : fuel 比熱 ($0.85 \text{ Btu/bl } ^{\circ}\text{F}$)
- W : fuel 体積発熱率 ($\text{Btu/sec}\cdot\text{ft}^3$)

定格出力で平均燃料温度(約 $2,500^{\circ}\text{F}$)を用いるとき、断熱モデルで平均燃料 pin を破損させるのに 3.2 sec 要する。同じく peak-pin (半径方向 peaking factor 1.25,

pin長さ方向で平均した温度 = $3,000^{\circ}\text{F}$) は約 2.1 sec で破損する。解析ではこの点ファクター 1.0 の安全率を考えた (想定 b) 。このファクター 1.0 には燃料 compaction で生ずる反応度増加による power transient の不確さも含まれている。後で示すように、fuel pin 内の熱発生率は transient 中に 40 % ほど増加する。これは 0.2 sec の fail time の計算によるもので upper limit と考えてよい。(仮定 c) 3 feet high pin の上 $\frac{1}{2}$ の自由落下による center compaction は 0.25 sec である。故に fuel pin は failure から compaction するのに 0.45 sec 必要となる。Fig. 5-16 に propagation の様子を示す。このように fuel failure が non violent であるなら少くとも S/A 全体に failure propagate するのに 5 sec がかる。

(2) Propagation Caused by Reduction of Total Assembly Flow

局部的な blockage が S/A の全長に広がると云う非常に悲観的な仮定のもとで、この圧損のために S/A の unblocked annular region 中の flow reduction を計算する。

19 本又はそれ以上の pin が冷却不能となつたクラスターは UO_2 の vapor pressure build up のために stable geometry を持続できない。total の core flow は定格条件で持続するとする。

(3) Propagation Caused by Boiling of Stagnant Sodium 2 in dia の flow

blockage があるときの stagnant Na area の大きさでは、この type の Na boiling は恐らく damage propagation に寄与しない。

(4) Propagation caused by Reactivity Increases from Fuel Redistribution and Sodium Voiding

燃料が single S/A 内で fail するとき Na は blown out し、fuel compaction が起さるだろう。1つの S/A から Na expulsion で生ずる反応度は +7 ϕ ; 1つの S/A の上 $\frac{1}{2}$ が中央 $\frac{1}{2}$ に compaction したときの反応度は +3.0 ϕ となる。Fig. 5-16 の propagation を用いれば、反応度挿入率 (Na expulsion と compaction が同時に起つたとして) は Fig. 5-18 となる。

ΔK は FORE II の計算によつて Power Transient は Fig. 5-19 となる。Fig. 5-20 は compaction reactivity がない (redistribution がない) 場合の比較である。(スクラムなし) 両者とも非常にゆつくりしたもので、通常の protection system で問題ない。protection system は 10 % over power で作動する。

3. Propagation of Damage Between Subassemblies

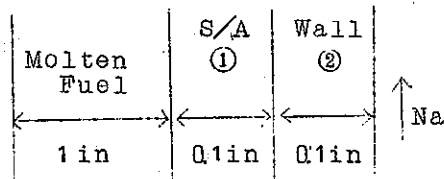
1つの S/A から隣りの S/A への damage propagation は核的に、機械的に、又は熱的に起る可能性がある。しかし、前述の解析からも核的な propagation は考えられない。たとえ、起つてもスクラム信号はとりやすい。Na fuel contact で生ずる transient pressure の mechanical 効果は隣りの S/A を破損させる可能性をもっている。しかし十分な damage

を与えるには外圧が、(1) S/A の Wrapper を破損させること、(2) fuel pin の径方向 buckling を起すこと、に十分でなければならない。Na-Fuel 反応による圧力は明確でないので mechanical propagation の可能性を評価するのはむづかしい。熱的な propagation は S/A wall に fuel がくつついたりすると起りうる。そして隣りの S/A に Melt Thru する。この可能性は後述する。その結果では隣りの S/A への thermal propagation がゆつくり (10~30 sec) している。

これは British の報告にも一致している。British では「もし、molten fuel が炉心中央高さに集められれば S/A Wrapper の melt は full power で約 1.5 sec で生ずる。しかし隣りの S/A の Wrapper Tube を Melt Thru するには、はるかに長時間を要する。」

更に Na Vapor Pressure とその圧力によつて propagation が起り得る。これはおそらく 1本の S/A にとどまる、7本をこえることは防げうる。(flow meter, thermo-couple on each S/A) 故に Ad. Core に対する Safety Criteria は 7本の S/A までの damage 事故は許すことになる。

[S/A Wall Melt Thru]



- a hotten wall の中心が melting point (2450°F) に達するのに 15 sec。1st wall が溶けるのに 20~30 sec
- b wall に付いた Molten Fuel は直ぐ Freeze し、更に Fuel Mass からの伝導によつて melt する。
- c 15 sec 以内では、0.5 in 以上の Molten Fuel Layer は無限と同じ。
- d 15 sec 後にも対流伝達のため、となりの wall は melting に達しない。

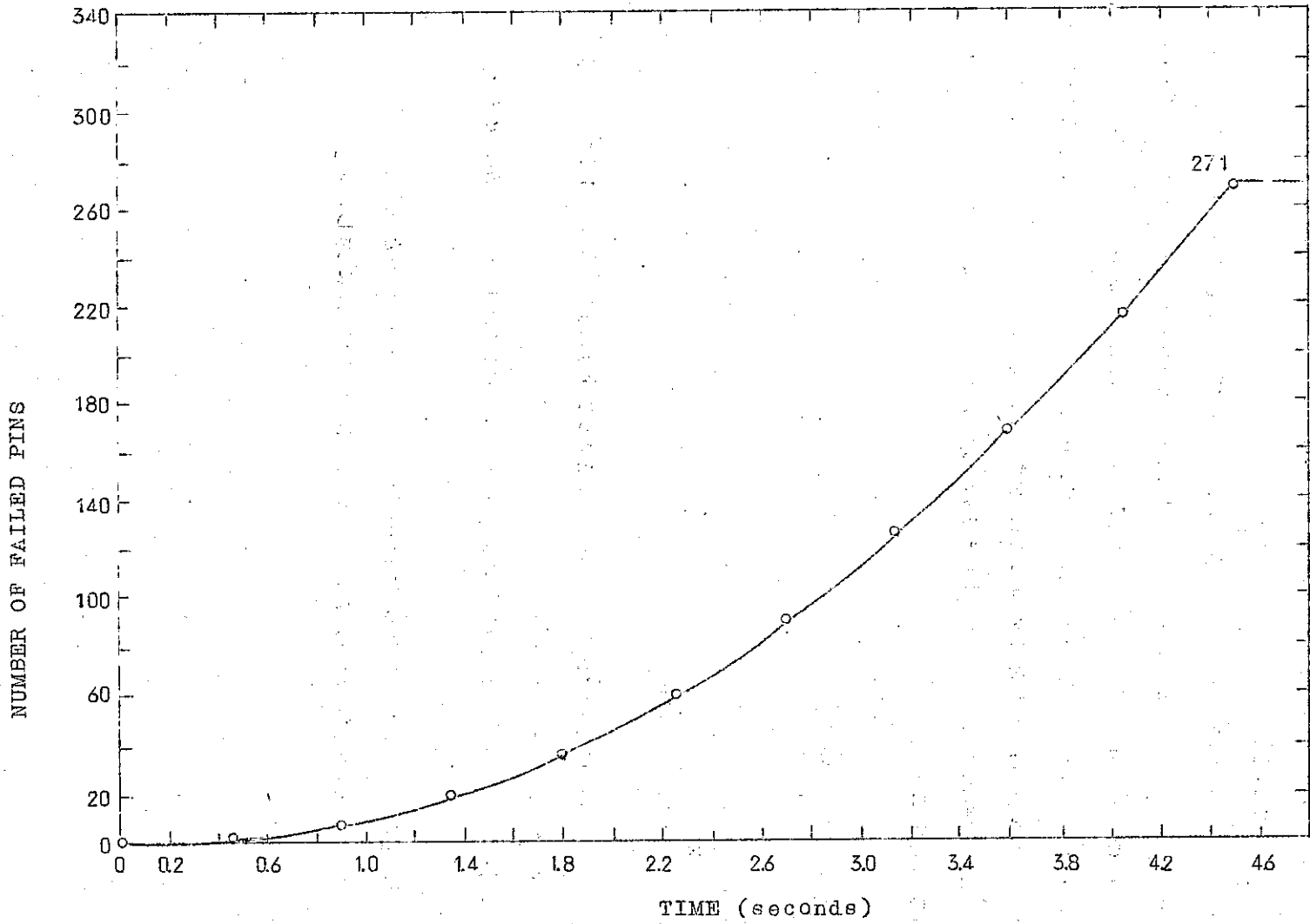


FIGURE 5-16. CONSERVATIVE ESTIMATE OF PIN FAILURE WITHIN A SUBASSEMBLY

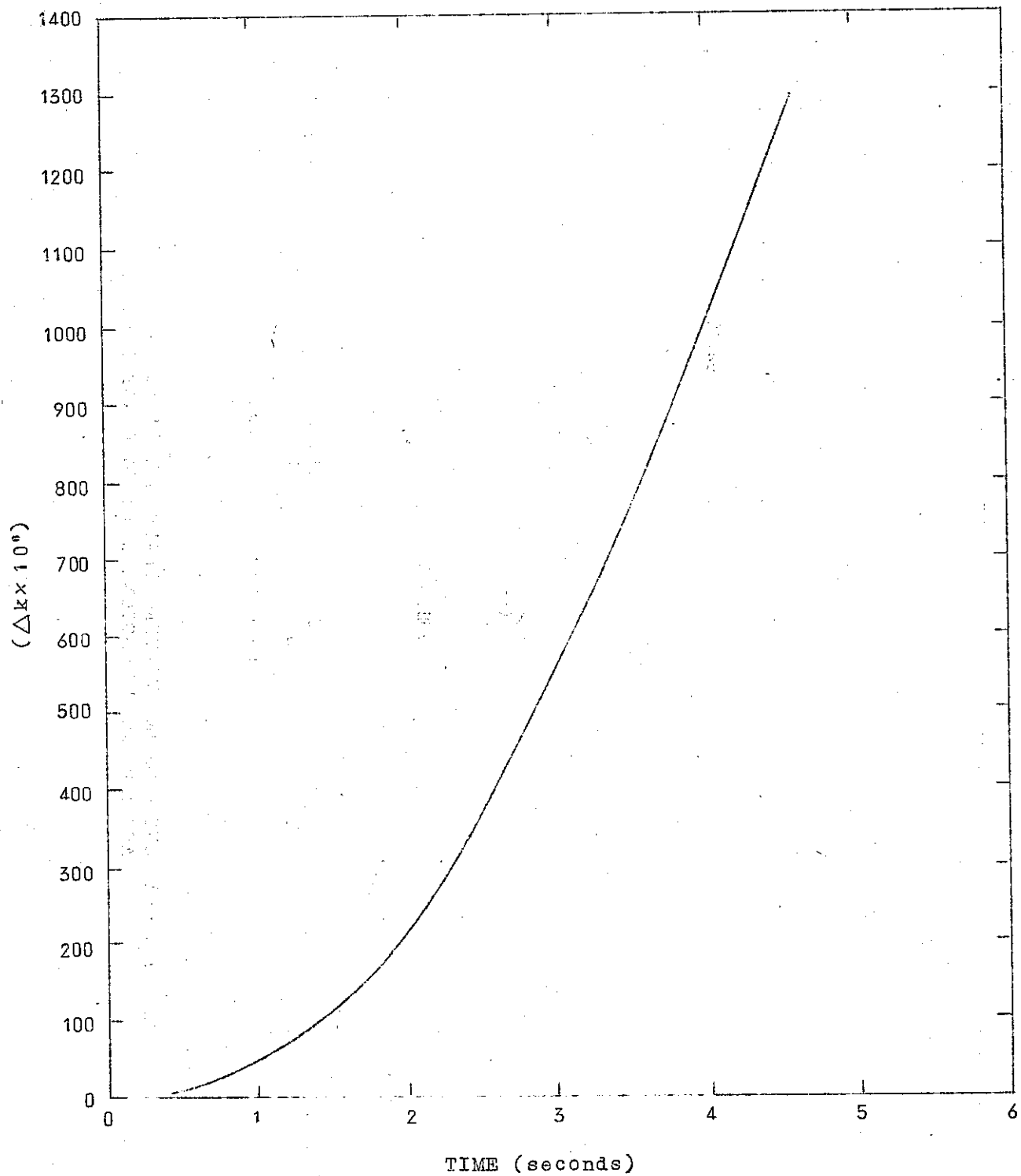


FIGURE 5-18. CONSERVATIVE REACTIVITY ASSOCIATED WITH THE PIN MELTING AND SODIUM VOIDING BASED ON FIGURE 5-16.

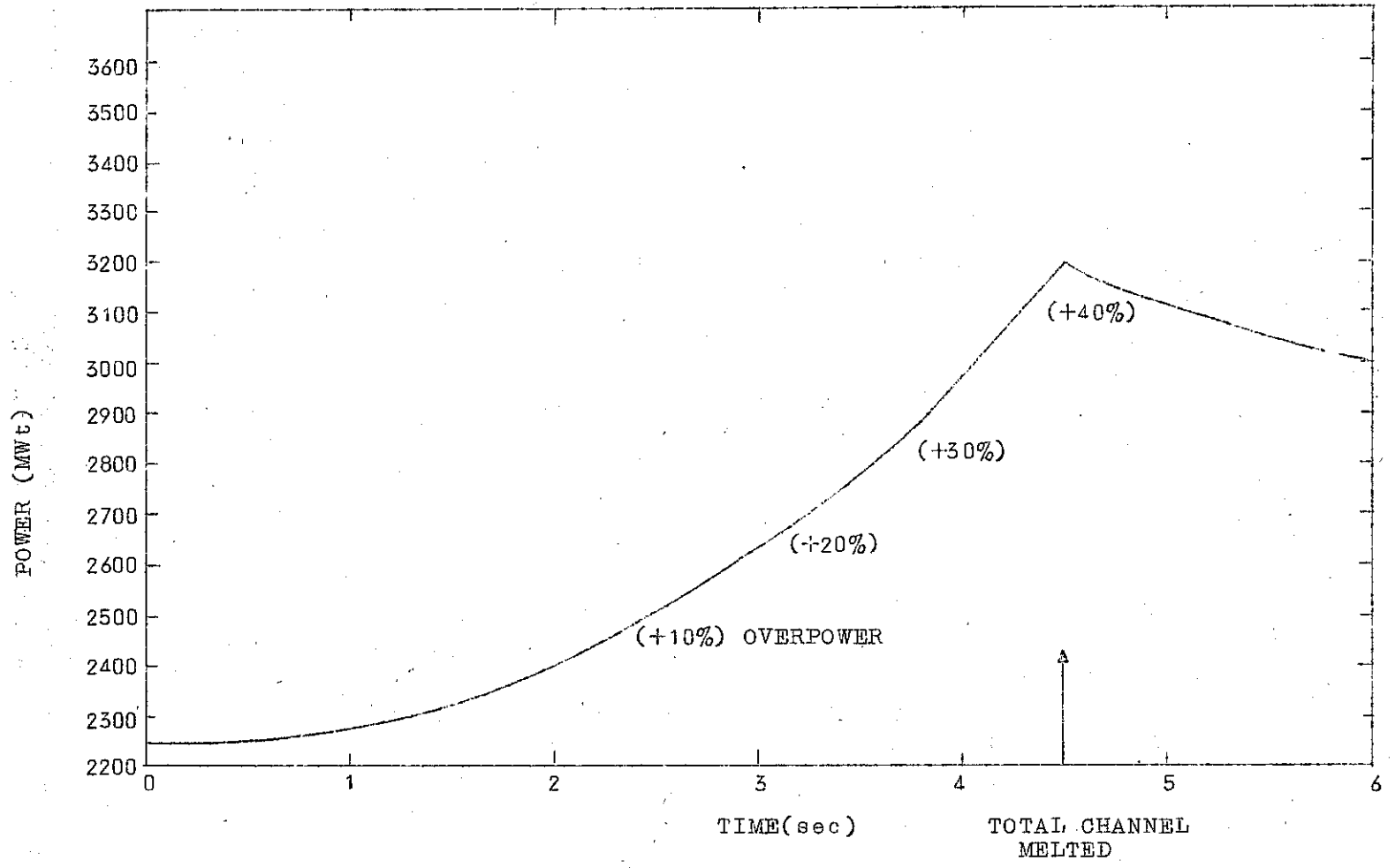


FIGURE 5-19. ONE CHANNEL MELTING TRANSIENT (WITH FALL TIME AND SODIUM EXPULSION) WITH NO REACTOR SCRAM

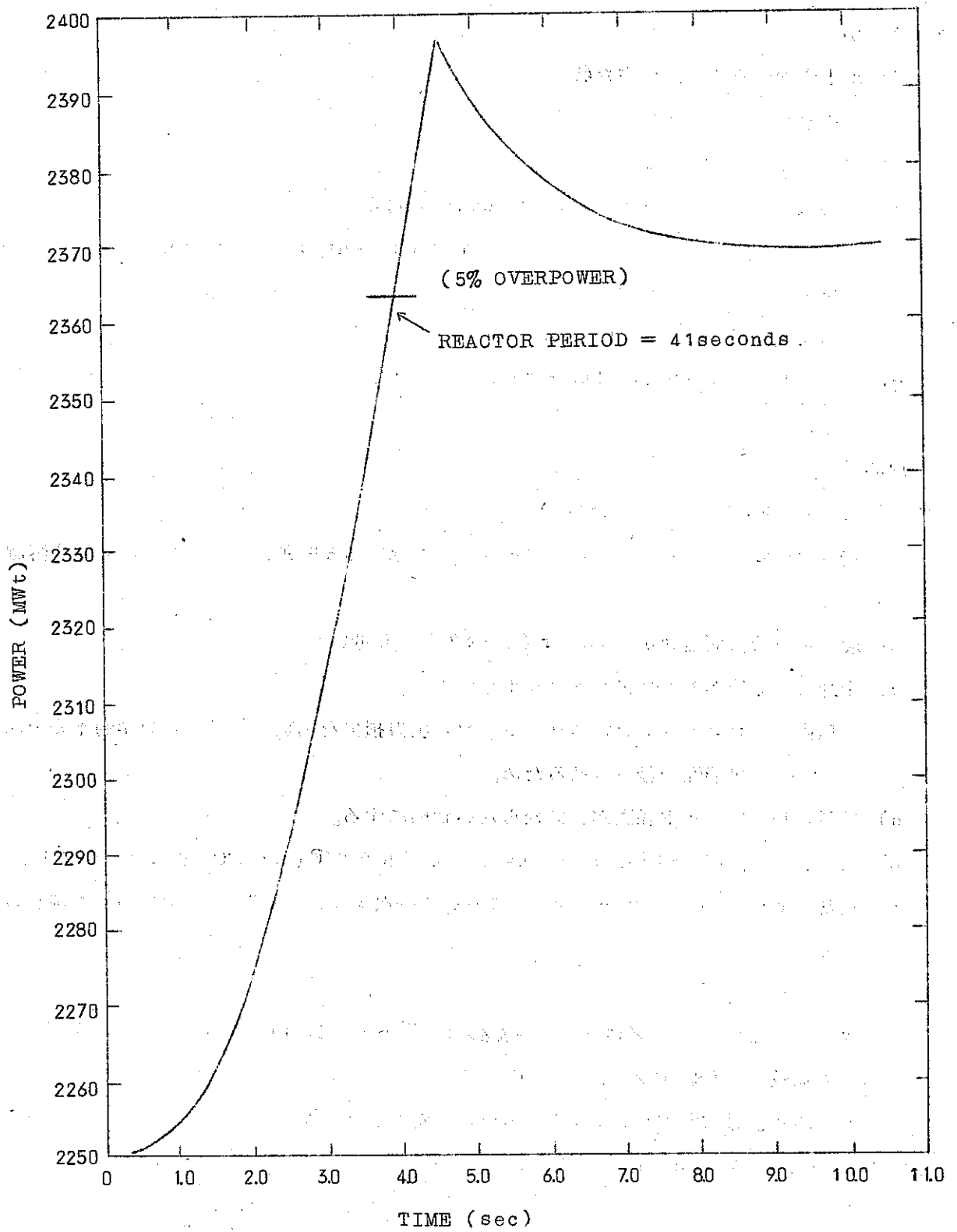


FIGURE 5-20 ONE CHANNEL MELTING TRANSIENT, SODIUM EXPULSION ONLY (7C) NO SCRAM

まえがき

Task Iにおける設計上の主な特色

- a) 4コの module 炉心
- b) 炉心高さ 37.5 in
- c) 炉心直径 46.6 in (各 module に対し)
- d) 燃料は (U, Pu) C, sodium-bonded fuel vented to coolant
- e) 被覆管は 316 ステンレス
- f) 燃料交換方式は hot cell 方式
- g) ループ型 (2ループ) + 補助冷却系 (1ループ)

1. 炉心設計

① 炉心設計基準 (steady state)

- a) 定常状態において (U, Pu) C-Cr-Cr₂₃C₆ が 2355 °F (1279 °C) において熔融しないこと。
- b) 最大被覆管表面温度が 1300 °F (704 °C) より低いこと。
- c) 冷却材の流速が 30 ft/sec より小さいこと。

理由: コロージョン, エロージョン, 圧力損失を制限し, 又, 水力学的不安定性の可能性を減少させるため。

- d) 燃料の長さはボイド係数が正にならない状態にする。
- e) 原子炉出口温度 (mixed mean temp.) が 1000 °F (538 °C) をこえないこと。
- f) 通常の transient over power において一次系 Na および bonded Na が沸騰しないこと。

② 反応度係数

- o ドブラー係数 (T dK/dT) $-3.6 \times 10^{-8} \sim -4.6 \times 10^{-8}$
- o ボイド係数 (% dK/K) +0.076

(炉心及び軸方向ブランケットより Na が喪失したとき)

③ hot channel factor

	Core	Radial Blanket
o peak to average heat flux (Fq)	2.326	6.440
o peak to average enthalpy rise (F ₀ ΔM)	1.778	3.074
o film drop factor (F ₀)	1.668	2.184

2. 制御および保護系

① rod worth

記述なし

② 反応度制御系のバックアップ

記述なし

③ fuel failure propagation

○ 炉心燃料集合体の管壁がない理由

a) 炉心入口で flow blockage が起つたときに流量がすぐ回復する。

b) 燃料体積の比率が増加し、又 bypass 流量が減少するので、核的及び熱水力学の特性を改良する。

○ 管壁がない場合の燃料破損伝播に対して、今後十分評価する必要がある。

3. Heat transfer system

① プール型かループ型かの判定基準

ループ型を採用した主な理由

a) initial capital cost がかなり安い。

プール型に較べて 5.80~15.49 million \$ 安い。

b) 運転保守に対する requirement が少なく且つ簡単である。

② Piping system

a) 主冷却系は一重配管で補助冷却系は二重配管である。

b) 二重配管の利点及び欠点

利点

a) 内管が rupture したときに通常の shutdown へ到るまで運転を続けることが可能である。

b) 外管は secondary containment になる。

欠点

a) 設計や解析がより複雑である。

b) 同心配管に支持する方法を開発する必要がある。

c) 材料費が 2 倍以上になる。

d) 製作費が増加する。

e) 建設、検査、試験がより複雑である。

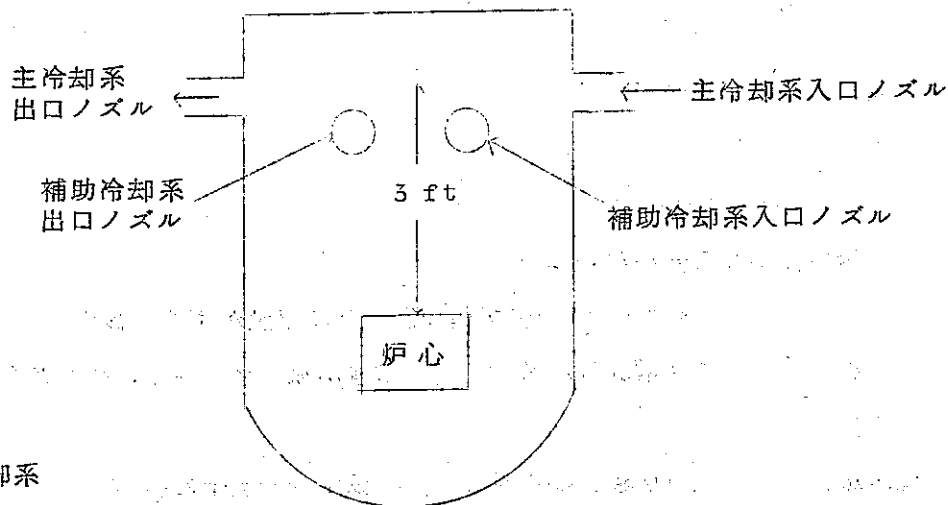
f) 運転開始後に内管を検査する場合には、外管を取り除く必要がある。

g) 配管の修理が困難で時間がかかる。

c) 配管破断時の考え方

配管が破断した場合、Na レベルは主 1 次配管のノズルの位置まで低下するが、そこ

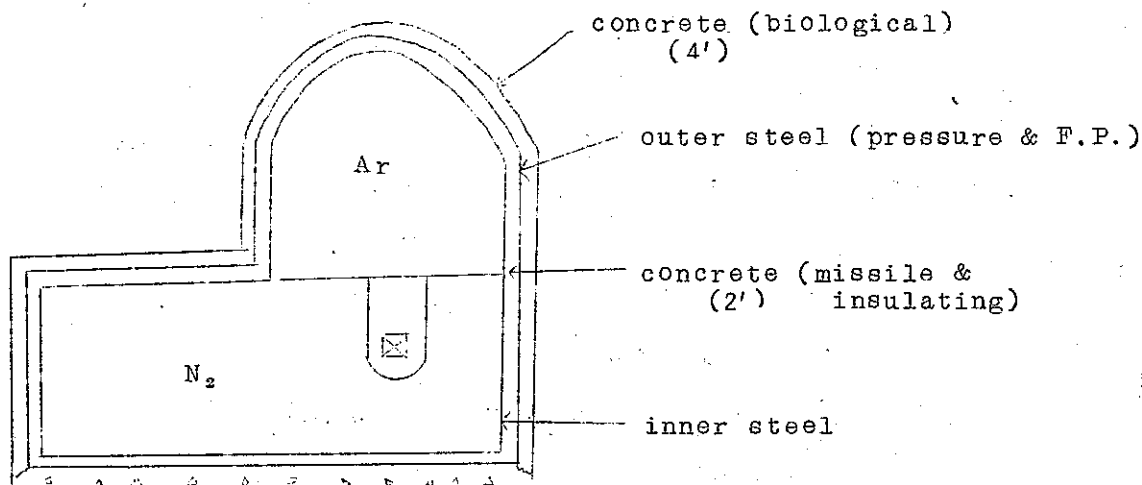
は炉心上端より 3 ft 以上あり、又補助冷却系のノズルの位置は、主 1 次配管ノズルより下にあるので崩壊熱を除去できる。



③ 補助冷却系

- a) 補助冷却系（一系統）は主冷却系から完全に独立したループで、2 次冷却材が Na K, 3 次冷却材は空気である。
- b) 最大熱出力の 5% の冷却能力がある。
- c) 電磁ポンプを使用。
- d) 配管は 2 重構造（主冷却系は一重）

4. Containment design bases



a) 格納容器に対する要求項目

- o 圧力 …… Na 火災および再臨界事故時に発生する圧力に耐えること。外側の steel および F.P. が gas-tight になっている。
設計圧は 30 psig

o biological

燃料交換が hot cell のため外側のコンクリートが厚くなっている。(4 feet)

o ミサイル

内側のコンクリートでミサイルを防止する。(2 feet)

b) Containment Philosophy

第 1 の格納レベルとして原子炉室 (Reactor vault) がありこれによつて blast shock effects を格納する。原子炉プラグを hold down して垂直方向の blast energy を吸収し、radiation shielding および radial blast shielding により径方向の blast energy を吸収する。

第 2 の格納レベルとして outer steel がある。これによつて圧力および F P 放出を格納する。又、内側のコンクリートによつてミサイルを防止する。

c) Core Meltdown 事故

o コード名 WEAK EXPLOSION

一次元球形モデル

vapour pressure モデル

2 つの状態方程式 (P u c) で比較している。

o ドップラー係数 $T \frac{dK}{dT}$ - 0.003

o 反応度挿入率 - 120 \$/sec

o 放出エネルギー 10,800 MW-sec

o 有効破壊エネルギー 現段階では計算していない

o 格納容器内圧 28 psig (5×10^5 ft³)

設計内圧はまるめて 30 psig

o DBA として Core meltdown を取り上げた理由や反応度挿入率がなぜ 120 \$/sec になるかについてはふれていない。

d) Na-Fire

まず最初の近似として F F T F 用に解析した結果を参照している。

O ₂ 濃度	21%
格納容器体積	10 ⁶ ft ³
Na pool 深さ	1 ft

どのようなプロセスで Na fire が起るかについてはふれていないが、ピーク圧は 14 psig である。

5. Recommended R & D

以下に列挙する問題点や定義を解決すべきである。

- a) 格納容器内の圧力および温度について
 - この圧力および温度を発生する事故の定義
 - 事故後に予想される格納容器内の雰囲気の種類 (types of environment)
- b) 非常用冷却系について

格納容器内の圧力を効果的に抑制したり、total loss of coolantにより発生する炉心溶融事故を防ぐために必要な novel concept (例えば sodium sump pump to spray core)
- c) 衝撃圧およびミサイルの発生および伝播について

もし、格納容器内にある工学的安全施設が設計通りの機能を果たさなければならないのなら、衝撃圧およびミサイルによる potential disabling conditions を除去しなければならない。
- d) 機器や系統の特性試験を行わなければならないのは当然であるが、その他にそれらが作動すべき雰囲気の下での特性試験を行わなければならない。
- e) 炉心溶融後の secondary criticality について

この問題はプラントの設計や格納容器の設計に影響があり、予想される energy source を決めなければならない。
- f) sodium spill の高温 (1000 °F) によつて生ずる格納容器の局所的影響について
 - liner integrity は保てるか。
 - もし破損したら、ナトリウムとコンクリートとの反応によつて格納容器系を、さらに破損させるようにならないか。
 - もし破損しないなら、そのような高温による熱衝撃によつてコンクリートにどのようなことが起るか。
- g) " HOT SNOW " design の可能性を最小にするためにプラント設計に関する criteria を明確にすべきである。例えば、格納容器内の不活性雰囲気においてもナトリウム火災が起ると仮定すべきかどうか。我々は conservative でありたいと考えるが、しかし、又 rational でありたいとも考える。

6. General safety criteria

記述なし