

高速増殖炉(もんじゅ)の安全解析について

小林 三二

1. 「もんじゅ」の概要

(1) 設置場所 福井県敦賀市白木(才田)

(2) 主要目

原子炉型式	ナトリウム冷却・ループ型		
出力	熱	714 MW	
	電気	約 280 MW	
燃料	PuO ₂ -UO ₂ 混合酸化物		
プルトニウム富化度 ^{注1)}	内側炉心/外側炉心/平均	wt%	
初装荷	15/20/17		
取替	16/21/18		
炉心寸法			
燃料領域等価直径	1.8 m	(容積 2,367 l)	
燃料領域高さ	0.93 m		
ブランケット厚さ			
上/下	0.3 m/0.35 m		
径方向等価厚	0.3 m		
燃料最大挿入量			
核分裂性プルトニウム	1.0 t	(全プルトニウムとして 1.4 t)	
全Pu+劣化U	5.9 t	(取替炉心では 5.7 t)	
ブランケット劣化U量	17.5 t	(²³⁵ U 0.3 wt%)	
取出し燃料平均燃焼度	80,000 MWd/t	(最高 94,000 MWd/t)	
平均出力密度	300 kW/l		
燃料被覆材	SUS 316 相当		
同 外径/肉厚	6.5 mm / 0.47 mm		
原子炉出入口冷却材温度	(入口) 397°C / (出口) 529°C		
同 圧力	(入口) 8 kg/cm ² / (出口) 1 kg/cm ²		
二次冷却材(Liq. Na)温度	(高温側) 505°C / (低温側) 325°C		
同 圧力	5 kg/cm ² (中間熱交換器二次側入口)		
冷却系ループ数	3		
蒸気(三次系)圧力	132 kg/cm ² (申請書には定格運転時の記述がない)		
同 温度	487°C (SG過熱器出口)		

注1) プルトニウム富化度 = $\frac{\text{核分裂性プルトニウム重量}}{\text{プルトニウム重量} + \text{劣化ウラン重量}}$

主要目 ップス

原子炉容器	SUS 304
同 寸法 (高さ/内径/肉厚)	18 m / 7 m / 50 mm
原子炉格納容器 (高さ/内径)	79 m / 49.5 m
外部にハの建屋 (高さ/内径/壁厚)	84 m / 52.5 m / 1.0 ~ 1.8 m
制御設備	濃縮 B4C (ステンレス 4=7"内) Rod
同 個数 (微調/粗調/固定)	3 / 10 / 最大 6
非常用制御設備	濃縮 B4C Rod
同 個数	6
非常用冷却設備	空冷 (2次系より除熱)
その他の設備	ガード・ベッセル ナトリウム・水反応生成物収納設備 アルゴンガス系設備

主要核的制限値

最大過剰反応度 (初装荷/取替)	0.057 %k / 0.056 %k
反応度停止余裕	0.0 / %k 以上
最大反応度増加率	8×10^{-5} %k/sec (微調整棒1本)

主要熱的制限値

燃料被覆管肉厚中心最高温度	約 675 °C
燃料最高温度 (定格出力時) ^{注2)}	約 2,350 °C

増殖比

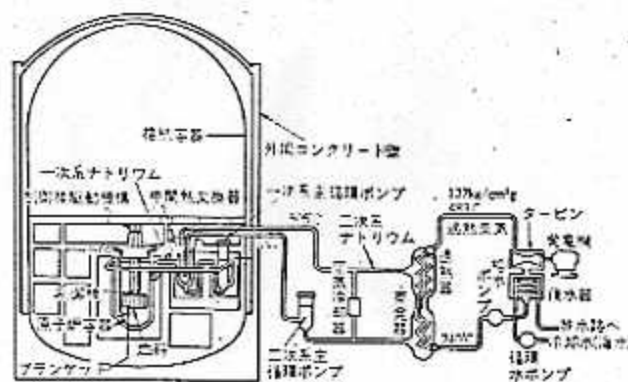
約 1.2

燃料交換間隔

約 6 ヶ月



第1図 「もんじゅ」建設地点



第2図 主系統概要図

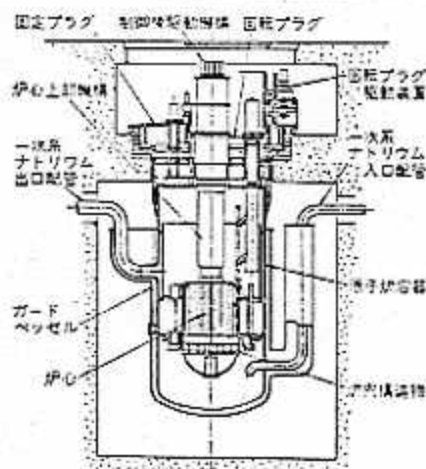
注2) 過出力時では 2600 °C (軽水炉...伊オ2号では 2350 °C)

2、軽水炉と比較して「もんじゅ」の安全上の問題点 (表1)

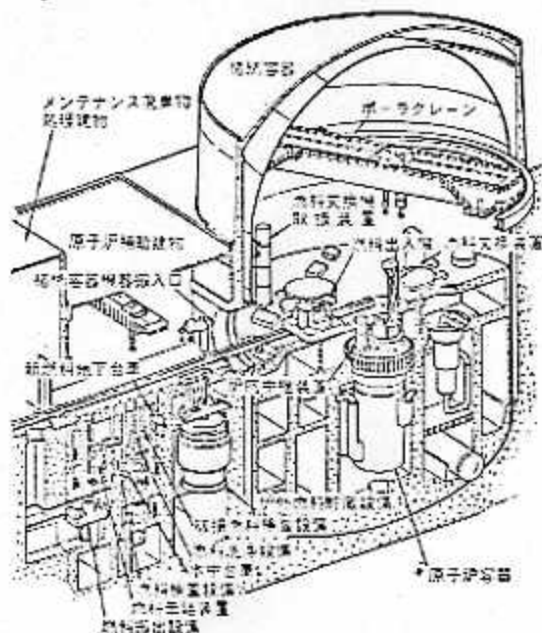
項目	軽水炉 (伊勢2号)	高速炉 (もんじゅ)	安全上の問題点
燃料 種類	UO ₂	PuO ₂ + UO ₂	放射能、核拡散、管理社会化
濃縮度 (富化度)	~ 3%	~ 17%	反応度、再臨界
燃料棒 種類	軽水	Na	化学的活性、腐食性、放射化
燃料棒 材質	ジルカロイ-4	SUS	劣化、不透明
燃料棒 外径	10.72 mm	6.5 mm	
燃料棒 肉厚	0.62 mm	0.47 mm	機械的強度、密封性
燃料棒 長さ	14.1 m (3.4 m)	7.9 m (1.4 m)	接触、回路閉塞
原子炉容器 材質	低合金鋼 (SUS 内装)	SUS	
高さ/内径/肉厚	11.2 m / 3.35 m / 32 mm	18 m / 7 m / 50 mm	
一次冷却系配管 外径/肉厚	0.7~0.79 m / 69~78 mm	0.6~0.8 m / 9.5~11 mm	
蒸気発生器 媒体	高圧軽水 → 低圧軽水	低圧 Na → 高圧軽水	Na-水反応
伝熱管材質	インコネル	SUS	
同 外径/肉厚	約 2.2 cm / 約 1.5 mm	約 3 cm / 約 3.5 mm	
格納容器 高さ/内径	67 m / 33 m	79 m / 49.5 mm	
耐圧	2.45 kg/cm ²	0.5 kg/cm ²	耐爆性
燃焼度 (取込時平均)	31,500 MW/D/t	80,000 MW/D/t	燃料健全性
出力密度 (平均)	100 kW/l	300 kW/l	燃料健全性 (劣化、スラッジ)
中性子 速度	低速	高速	材料照射損傷
75~72	10 ¹³ ~10 ¹⁴ 1/cm ² -sec	10 ¹⁵ 1/cm ² -sec	材料照射損傷
原子炉出入口冷却材温度 入口/出口	288 °C / 323 °C	397 °C / 529 °C	材料の耐高温性
同 温度差	35 °C	132 °C	熱衝撃
同 圧力 入口/出口	157 kg/cm ² (運転圧力)	8 kg/cm ² / 1 kg/cm ²	
燃料最高温度	約 2,090 °C	約 2,350 °C	燃料融壊へ接近
蒸気 SG出口温度	273 °C	487 °C	
圧力	58 kg/cm ²	132 kg/cm ²	
圧力差	99 kg/cm ²	127 kg/cm ²	伝熱管健全性
制御設備 方式	吸収体 Rod, 水素濃度調整	吸収体 Rod のみ	共同モード故障
価値	制御棒 0.05 ΔK 水素濃度調整 0.25 ΔK	調整棒 0.07 ΔK 後備停止棒 0.06 ΔK	

表 1 表 フッ素

項 目	軽水炉 (19万2千kW) MW _e	高速炉 (もんじゅ) 714 MW _e	安全上の問題点
核特性			
即発中性子寿命	$\sim 10^{-4}$ sec	4×10^{-7} sec	核的動特性 不安定 (炉周期短)
実効遅発中性子割合	~ 0.0075	$0.0034 \sim 0.0038$	
反応度係数	ドップラー	$-(5.7 \sim 7.6) \times 10^{-3} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	
燃料温度	—	$-(3.3 \sim 3.9) \times 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	
減速材の平均温度	$(+0.5 \sim -8.5) \times 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	$+(1.0 \sim 14) \times 10^{-7} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	
構造材温度	—	$+(6.0 \sim 10) \times 10^{-7} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	
炉心支持板温度	—	$-(10 \sim 12) \times 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	
ボイド	$(+0.5 \sim -2.8) \times 10^{-3} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	$+(1.1 \sim 1.5) \times 10^{-4} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	出力急変 (LOCA)
圧力	$(+7.3 \sim -0.5) \times 10^{-5} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	—	
出力係数	—	$-(9.4 \sim 11) \times 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{K}^{-1}$	
燃料変形、崩壊に及ぶ反応度変動	一般に負	一般に正	出力急変 爆発
増殖比又は転換比	約 0.5	目標 約 1.2	
燃料交換 間隔	約 1 年	約 半年	
交換量	1/3	1/5	
メンテナンス		Na 不透明 Na 高放射化 窒素ガス雰囲気 多量性 (ガードベセル等)	遠隔作業、作業性 労働者被曝 酸欠問題 作業性
再処理工場の必要性	なくともよい	不可欠	環境汚染



第 8 図 原子炉容器内構造



第 9 図 燃料取扱設備

3. 「もんじゅ」の事故解析

(1) 安全評価に関する基本方針

- 昭和55年11月6日原子力安全委員会決定「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」に基づく。——「高速増殖炉原型炉「もんじゅ」を念頭において」「概括的に記述するにとどまる」。

(動燃からの申請書提出は昭和55年12月、わずか1ヶ月後である)

- 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(昭和53年9月29日原子力委員会)を参考にする

解析・評価対象

- ① 運転時の異常な過渡変化
- ② 事故
- ③ 技術的には起るとは考えられない事象

「原子炉立地審査指針およびその適用に関するめやすについて」(昭和39年5月27日原子力委員会)

「フルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価に必要なフルトニウムに関するめやす線量について」(昭和56年7月20日原子力安全委員会)を参考にする。

解析条件

① 初期条件

出力 728MWt

(定格 714)

ホットレグ温度 531℃

(同 529℃)

② 停止系 2.7%Δk

③ 反応度係数(右表)

④ その他(略)

項 目	反 応 度 係 数
ドブブラ係数	$-4.0 \times 10^{-4} (T \frac{dk}{dT})$
ナトリウム温度係数	$(0.73 \sim 1.8) \times 10^{-4} (dk/k/^\circ C)$
被ふく管温度係数	$(2.4 \sim 8.6) \times 10^{-4} (dk/k/^\circ C)$
構造材温度係数	$(1.7 \sim 4.7) \times 10^{-4} (dk/k/^\circ C)$
炉心支持板温度係数	$-1.6 \times 10^{-3} (dk/k/^\circ C)$

右表、事故解析に使用された核特性

(この値は、表1に示された設計上の核特性の値と異なっている)

(2) 異常な過渡変化の解析

異常な過渡変化とは、原子炉施設寿命期間中に予想される機器の単一故障又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及び、これらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態にいたる事象（S. 53. 9. 23付原子力委員会：発電用軽水型原子炉施設安全評価審査指針）

選定された具体的事象は、第3表のとおりである。各事象のそれぞれにつき、

- ① 発生する原因と過程
- ② 防止対策
- ③ 解析条件、使用した計算コード
- ④ 解析結果
- ⑤ 結論

の形で記述、説明されている。

(3) 事故解析

運転時の異常な過渡変化を超える異常状態。発生頻度は小さいが、発生した場合は原子炉施設からの放射性放出の可能性のある事象を対応に、第4表の各事象を選定。「過渡変化」の場合と同様の形で記述されている。

第4表 選定された事故

- (1) 炉心内の反応度の増大に至る事故
 - (a) 制御棒急速引抜事故
 - (b) 燃料スランピング事故 *
 - (c) 気泡通過事故 *
- (2) 炉心冷却能力の低下に至る事故
 - (d) 冷却材循環断流事故 *
 - (e) 1次冷却系循環ポンプ故障事故
 - (f) 2次冷却系循環ポンプ故障事故 *
 - (g) 主給水ポンプ故障事故 *
 - (h) 1次冷却材漏えい事故
 - (i) 2次冷却材漏えい事故 *
 - (j) 蒸気管断流事故
 - (k) 主給水管断流事故
- (3) 燃料取扱に伴う事故
 - (l) 燃料取扱取扱事故
- (4) 廃棄物処理設備に関する事故
 - (m) 気体廃棄物処理設備故障事故
- (5) ナトリウムの化学反応
 - (n) 1次ナトリウム補助設備漏えい事故 *
 - (o) 蒸気発生器低熱管破損事故
- (6) 原子炉カバーガス系に関する事故
 - (p) 1次アルゴンガス漏えい事故 *

第3表

選定された
異常な過渡変化
事象

*印は、軽水炉
にはないもの

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (a) 未起界状態からの制御棒の異常な引抜き
 - (b) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
 - (c) 制御棒落下
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (d) 1次冷却材流量減少
 - (e) 1次冷却材流量増大 *
 - (f) 外部電源喪失
 - (g) 2次冷却材流量減少 *
 - (h) 2次冷却材流量増大 *
 - (i) 給水流量喪失
 - (j) 給水流量増大
 - (k) 負荷の喪失
- (3) ナトリウムの化学反応
 - (l) 蒸気発生器低熱管小漏えい *

原子炉格納容器内床土に放出されると仮定し、"また Pu の炉内存在量の 1% が原子炉格納容器内床土に放出されるものとする" というものである。

① 大気放出量

希ガス (同上) 470000 Ci

ヨウ素 (同上) 2300 Ci

Pu 51 Ci

② 最大被ばく線量 (同上)

甲状腺 約 4.5 rem (めやす 300 rem)

γ全身 約 1.4 rem

Pu 肺 約 0.19 rad (= 15 rad)

骨表面 約 0.99 rad (= 12 :)

肝臓 約 0.21 rad (= 25 :)

β 外部 約 0.77 rem

③ 国民達伝線量

現在人口について 約 13 万人・rem (めやす 200 万人・rem)

将来人口について 約 17 万人・rem

(5) 技術的に考えられない事象の解析

"発生頻度が無視し得る程極めて低いが" 炉心が大きな損傷に至る恐れがある" 事象について、"高速増殖炉の運転実績が僅少であつことに鑑み" 解析評価する。

1) 局所的燃料破損事象

・燃料毒素

高富化度燃料ペレットを誤装荷 → 局所的過熱 →

被覆管破損

燃料溶融

(10g)

→ 流路閉塞

(90%, 1.3cm)

・燃料集合体

異物の存在 → 流路閉塞 (3/4 が平板状に)

Na の最高温度が 960°C 未満 (!! 沸騰 880°C)

被覆管が破損し、FPガスが放出されると局所的破損が拡大する可能性あり

ロ) 一次冷却系配管大口径破損事象

- 原子炉容器入口ノズル部両端完全破断 → 流量減少(直後30%)
→ 4秒後45%に回復 → 原子炉トリップ → 流量5% → 8% (ポンプ再起動)
- 炉心Na最高温度は約990°Cに達し短時間沸騰
 - 被覆管肉厚中心最高温度は990°Cに、燃料最高温度は2390°Cに
 - 炉心燃料の破損割合: 約3% (燃料被害)
- Naの流出: 529°CのNa 180m³の流出を仮定し、うち2.2tが燃焼し
その結果、格納容器の内圧 0.022 kg/cm² 上昇
- 大気中への放射性物質放出量:
 - ヨウ素 (¹³¹I 等価) 約 1.9 Ci
 - 希ガス (0.5 MeV 換算) 約 9,600 Ci
- 被ばく評価 (敷地境界):
 - 小児甲状腺 約 0.015 rem
 - 全身 γ 約 0.02 rem

ハ) 反応度抑制機能喪失事象

① 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象

- 外部電源喪失 → 1次 & 2次循環ポンプ全数トリップ → 反応度抑制機能喪失 → Na沸騰、被覆管溶融 & 移動
→ 燃料スラッシング → 35 \$/sec の早急な反応度印加 → 即発臨界
→ 炉心膨張 → 未臨界
- 最大有効仕事量 約 380 MJ (86 kg TNT 換算)
- 耐衝撃評価 (500 MJ = TNT 113 kg) を仮定
原子炉容器、一次系配管 全周に Na をめかけ、
遮へいプラーク 隙間より、290 kg の Na 噴出
- Na の影響解析 400 kg の噴出を仮定 → 火災 → 格納容器内圧最高 0.33 kg/cm²
- 大気中への放射性物質放出量:
 - ヨウ素 約 77 Ci
 - 希ガス 約 3,600 Ci
 - Pu 約 2.0 Ci
- 被ばく評価:
 - 小児甲状腺 約 1.1 rem
 - 全身 γ 約 0.069 rem
 - Pu 肺 = 0.014 rad
 - 骨表面 = 0.071 rad
 - 肝臓 = 0.015 rad

② 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象

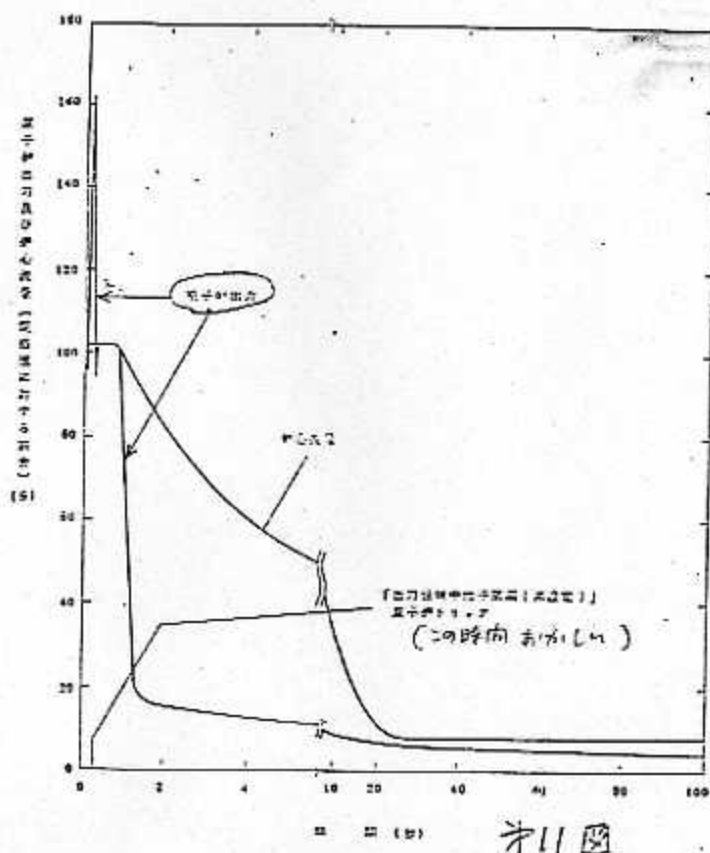
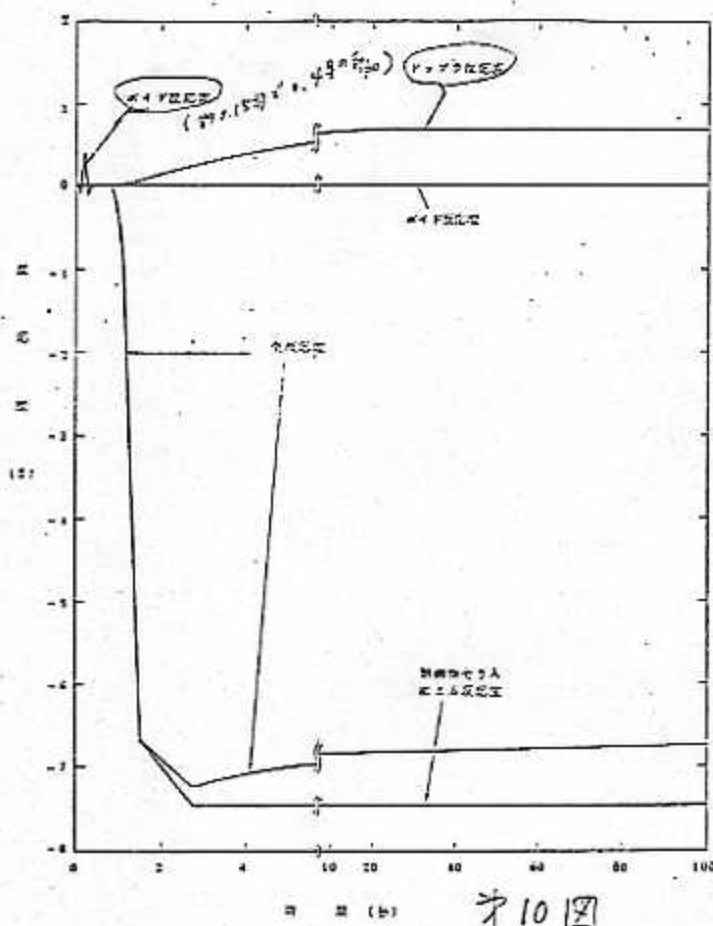
反応度印加率 3 \$/sec (最大低位調整棒1本の最大速度引抜時には抑制機能喪失)
解析結果は、①に含められた。(炉心は部分的損傷にとどまる)

4、安全解析が示している高速増殖炉 (もんじゅ) の安全上の問題、

- (1) 異常事象や事故の経過を支配する主たる要因が軽水炉と全く異なる
 軽水炉 --- 圧力 (保有水量)
 高速炉 --- 反応度
- (2) 一次冷却材が沸騰すると反応度が印加される (随所にこの記述があるが、
 例えば、申請書 10-1-2 かまび 気泡通過事故)
- (3) 燃料がスランピングにより稠密な状態になると反応度が印加され、高速炉で
 その可能性のあることを示している (燃料スランピング事故)。
 ペレット密度 伊テ2号 95%
 もんじゅ 85%
- (4) 誤ってPu高富化度燃料が作られ炉内に装荷される可能性を示している。
 (申請書 10-4-6、なお、この可能性は植松他、原子力学会誌 Vol.24
 No.6 (1982) p.22 の表現からも裏付けられる)
- (5) 「技術的には起るとは考えられない事象」を選定解析し、その結果を想定
 事故設定の一つの条件にしている。
- (6) 一次冷却材 Na が沸騰する事象の可能性を示している (「技術的には…事象」)。
- (7) 軽水炉では求に想定しなかった事故経路としての炉心溶融の可能性
 を示している (「技術的には…事象」)。
- (8) 核的逸走 (= 暴走事故) による炉心の膨張 (= 爆発) が発生し、その衝
 撃が原子炉容器を歪ませたり、同容器の蓋を浮き上げその隙間から
 Na が噴出する可能性を示している (「技術的には…事象」)。なお、このこと
 は、ドップラー効果による抑制を超える事態になることを意味している。
- (9) 管内に漏れ出した Na による火災事故の可能性を示している (「技術的には…事象」)。
- (10) 液質管理が悪ければ Na により SG 伝熱管が腐食されること、伝熱管に小漏れ
 があって小規模の Na-水反応が起ると伝熱管損耗により漏れ、規模が
 拡大する可能性があること (申請書 10-2-37)。
- (11) 異常、事故時の温度変化、熱衝撃にせよ、一次冷却系配管は、エルボ
 等を用い十分に強固しておかなければならない (申請書 10-3-24)。
- (12) 一次主冷却系循環ポンプ軸固着事故の解析結果
 約 0.8 秒後に原子炉トリップ
 被覆管肉厚中心最高温度 ~800°C
 Na 最高温度 ~790°C
 これはかなり厳しい。スクラムが遅れたらどうなるか?

(13) 気泡通過事故の解析結果

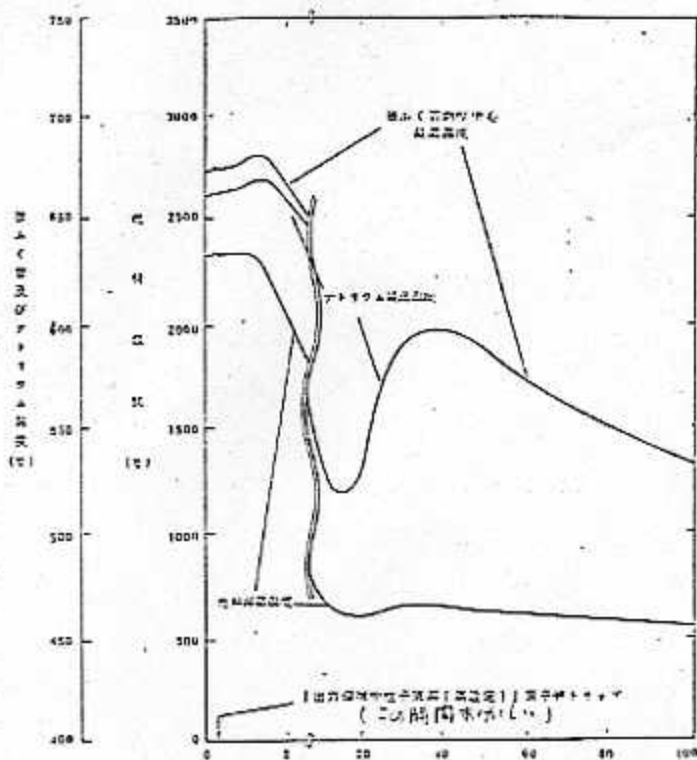
気泡 20L, 通過速度, 反応度増加率の記述なし (図9) ~ 0.15秒 ~ 0.4秒
 通過後わずか 0.1秒で出力は定格の 116% に達し, 原子炉はトリップする。その後
 出力は最高 163% まで上昇する。
 (7.10 ~ 12.04)
 スクラムが通れたらどうなるか?
 (トリップラーの遅れ)



(14) 燃料被覆管が破損し, FPガスが隣接
 燃料要素表面に放出されると, 陰熱が十分に
 になり, 過熱され, 燃料の損傷が振が
 る可能性がある。

(申請書 10-3-13)

(15) P_n の環境への放出が想定され, 知
 なる被曝評価が行われている
 (仮想事故)



5. 「技術的には起るとは考えられない事象」について

この変った名の事項は、軽水炉の安全評価指針にはない。また、「もんじゅ」の申請書においても 1980年12月付の最初のものには無かった。1981年12月28日付「補正申請書」において追加されたものである。

なぜこのような表題の安全評価が追加されたのか。時期的に見て、最初の申請書にもとづく一次審査（科学技術庁による安全審査、1981年12月に終了）の結果をうけて追加されたものと思われる。

(1) 「技術的には起るとは考えられない事象」とは何か

定義は 9ページに記したように、「発生頻度は無視し得るほど極めて低いが、結果が重大であると想定される事象」である。これらでの重大事故、仮想事故と区別する決め手は“発生頻度”にあるように見受けられるが、「もんじゅ」の場合、「技術的には…事象」の解析結果自身を仮想事故の範囲を定める根拠の一つとしている。すなわち、仮想事故で想定する放射性元素、希ガスおよび Pu の放出量が、「技術的には…事象」の解析結果も合を量に定められている。その「技術的には…事象」では、前述のように軽水炉では事故過程として決して想定しなかった炉心溶融を含んでいることは重要である。

ところでこの定義について次の点に対する疑問が生じる。

① 発生頻度が無視しうるとは、発生頻度がどの値以下のことを指すのか？
その根拠は何によっているのか？

② 「技術的には…事象」で対象とした各事故の場合、その発生頻度はそれぞれいくらか？ その算出はどのようなデータにもとづいているのか？
(この点については、発生頻度を一つの分類の根拠にしている「異常な過渡的な事故」についても同じ)

高速増殖炉自体、世界的に見て運転実績に乏しく上記高速増殖炉特有の事故発生頻度が実証的に精度よく評価できるとは考えられない。

(軽水炉でさえ、ラスミッセンレポートの結果の信頼性に疑問が持たれている)

(2) 果たして「技術的には考えられない事象」か？

補正申請書に挙げられている事象は、

1) 局所的燃料破損事象

① 燃料要素の局所的過熱事象

② 集合体内流路閉塞事象

2) 1次主冷却系配管大口徑破損事象

3) 反応度抑制機能喪失事象

① 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象

② 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象

いずれも、炉心溶融につながる可能性のある重大な事象である。

集合体内流路閉塞事象は 1966年10月米国のフェルミ炉で、制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象については 1955年11月アメリカ EBR-II炉でそれぞれ類似の事象を経験している。

(3) 「技術的には起るとは考えられない事象」解析の問題点

1) 解析条件の設定で「合理的なモデル及び」パラメータに基づき、各種の防止対策の作動を考慮した解析を行う」としているが、

① 合理的と言えるほど実証されているのだろうか。もしそうだとしたらその根拠を明らかにすべき。

② 「合理的」とは保守的でないことを意味しないか

2) 解析で考慮する事故原因と対策として、安全保護系、工学的安全設備以外の系統、設備の作動、機能に期待している。(軽水炉では期待しない)

① 局所的燃料破損事象における遅延中性子法破損燃料検出装置

② 一次主冷却系配管大口徑破損事象における一次主冷却系循環ポンプの可変速度流体継手付 M-G セットの回転慣性の付加

③ 同上事象(②)において、原子炉容器とオーバーフロータンクを連絡しているカバーガス連通管止め弁を全閉し、原子炉液位低下によるカバーガス圧降下を促進させ、破損口からの Na 流出を抑制する。

3) 「事故解析」の各項では必ず仮定していた単一故障条件を、「技術的には...事象」解析では仮定していないのではないかと? (記述が全くない)

4) 反応度抑制機能喪失事象について、現象の推移等は複雑なものと思われるが、結論的数値が記載してあるのみで過程が不明。これだけで安全審査会における評価が可能だろうか? 極めて難である。

5) 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象解析評価において、溶融燃料が「原子炉容器内構造物水平部等に保持される」としているが、具体的にどこであるか不明。添付書類入、オ3.2-8図に示されている「受皿」のことか? また、この「受皿」に関する説明は一切なく、その容量等不明。さらに、この受皿で保持されるとしてその中の高温溶融燃料はどうやって冷却するのか? 極めて困難と思われる。「崩壊物の除去のために必要な一次主冷却系の循環バイパスが確保されており」と定性的に述べているだけで、その具体的な詳細

定量的評価が甘い。

結局、「技術的には起るとは考えられない事故」とは、軽水炉の事故解析および安全評価の概念を越えることが明らかになったため、そうした概念を覆すのに安全上の証明をつくりあげてやるの苦肉の策だったように思われる。

6. 事故解析、安全評価に関するその他の問題点

(1) 一次主冷却系配管破損事故について

① 「事故解析」において

破断口の大きさを 27 cm^2

(断面積の約1%)を選んだ根拠が不明。また、これが事故想定として最大限とも思われない。

② 各種破断口に対して広く「サバイするさう」その選定の妥当性について十分検討しているのだろうか。またその実証性は？ (軽水炉のように下破断より中小破断までのサバイが必要、軽水炉でも実際に生じる破断がかなり高いから想定しているのではない。安全設計の余裕を確認する目的)

③ 耐震性はどうか。薄肉、長大

(2) ナトリウム関係 漏れ検知系、警報機の信頼性は？ 実際の炉でどのくらい実証性あるか疑問

(3) ガード・ベッセルの事故時の健全性は？

(4) 局所事故の早期検出は難しい (吉川栄知他 原子力安全誌V.24, No.5 (1982) p. 317)

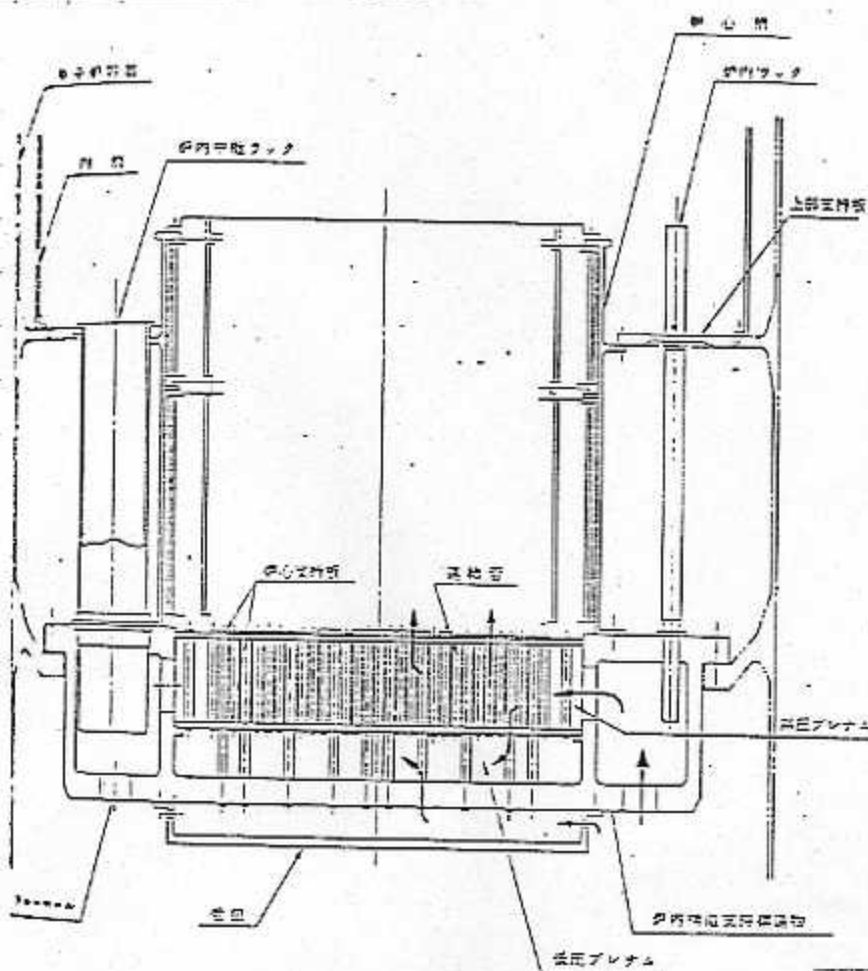


図-13 四