

## 1. 圧力容器破損の可能性とその重大性

## 1-1. 圧力容器について

## 1-2. 圧力容器鋼材(フェライト鋼)の温度と強度

加圧水型炉(PWR)の圧力容器は、通常運転時にかかる約150気圧の圧力を耐えられるように約20cmという厚さの鋼鉄より作られている。ところが、停止時など一次冷却水温度が低いときに、一次系の圧力を高くすることや、急激に冷却水の温度を変えることは厳重に禁止されている。圧力容器に使われている材質が低温時には脆くなり脆性破壊に対して充分な強度を有しないからである。すなわち、温度が低くなると脆くなり、破壊しやすくなる

(図1)。強度が弱くなる温度を脆性遷移温度(NDT)と呼ぶ。

そのため、原子炉圧力容器に許容される最高使用圧力や、水温の変化率は、その時の一次冷却水の温度に依存して決められている(図2)。

この低温脆性は、原子炉が古くなると、中性子照射のためにどんどん促進される。中性子照射による脆化の促進は、原子炉の寿命を決める最も重要な要因の一つでもある。

図1 材料強度に及ぼす温度と  
中性子照射の影響

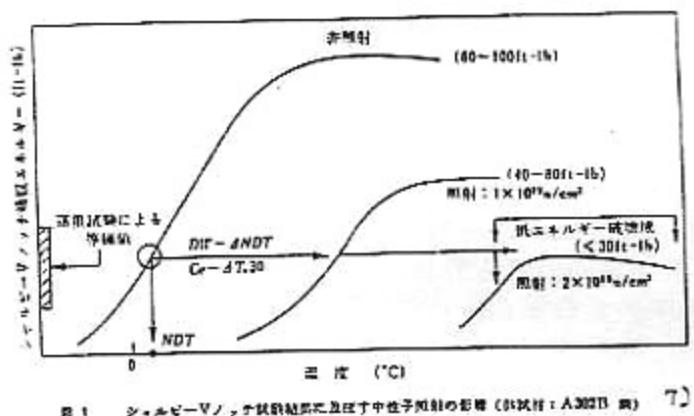
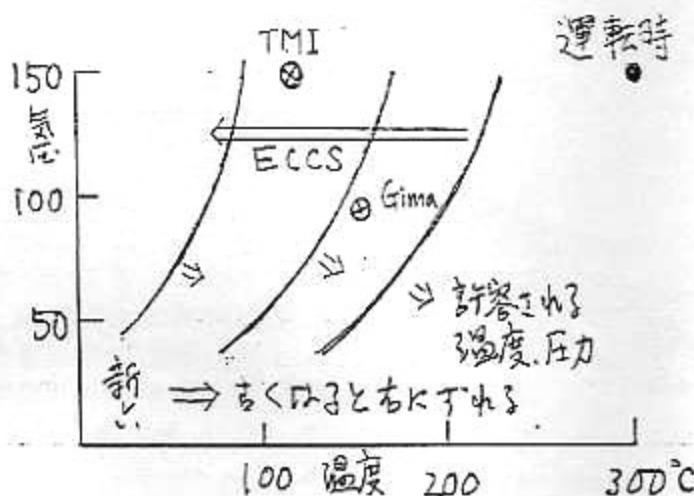


図2 限界温度-圧力曲線



## 1-3. 頻発する過圧(過冷却)事故

最高使用圧力を越える圧力が一次系にかかる事故は、過圧事故と呼ばれているが、そのような事故はこれまで度々生じており、アメリカでは81年までに30数件の重大な過冷却事故が報告されている。

このような事故で最も厳しいものは、ECCSの作動にともなって生じている。ECCSの作動したスリーマイル島原発(TMI)事故はその典型的な事例の一つである。TMI事故では、圧力容器は許容圧力を大幅に上回る圧力を受けていたので圧力容器破損という事態も考えられた。もしそのようなことが起こっていたら、TMI事故は破局的な大事故をまぬがれなかつたであろう。

## 1-4. 中性子照射による圧力容器脆化の進行

圧力容器は中性子照射により脆化が進行することはよく知られている。この脆化の進行は脆性遷移温度の上昇によって示されるが、最近、その進行が予測を越えるものであることを示唆する情報が得られている。

過圧事故の頻発と脆化の促進により圧力容器破損が懸念される事態となつたのである。特に今後原子炉が古くなり脆化が進行するとき、事態は一層重大になるだろう。

## 1-5. 圧力容器破損の重大性

圧力容器はいかなる場合にも健全であるということが、原発設計の前提になっている。圧力容器破損に対して有効な安全装置はない。すなわち、圧力容器が破損すると炉心冷却に必要な水位を確保することが出来ず、ECCSも役に立たず炉心溶融は不可避となる。

圧力容器の脆性破壊は蒸気発生器細管破損のように現実には起こっていない、理論的に懸念されている問題である。しかし、一度起これば破局的大事故がまぬがれないので、見過ごすせないのである。

## 2. 中性子照射による脆性の進行<sup>1)~4)</sup>

### 2-1. 中性子照射の影響：高速中性子による原子のたたき出し

脆性遷移温度(NDT)の上昇

使用温度での強度(上棚エネルギー)の減少：圧力容器の寿命を制限

### 2-2. 圧力容器脆性の評価方法

中性子照射損傷を受けた圧力容器そのものの破壊非性を直接調べることは不可能である。厚肉の圧力容器鋼での非性評価は限界応力拡大係数( $K_{Ic}$ )の最小値( $K_{Ic}$ -曲線)に基づいているが、実際の非性評価は圧力容器鋼材に関する脆性遷移関連温度( $RT_{NDT}$ )の推定により行われる。この推定は、評価式や監視試験片に対するNDTおよび $RT_{NDT}$ の測定によって行われている。

試験片に対するNDT、 $RT_{NDT}$ の測定方法は、具体的に定められている(表1)。

$RT_{NDT}$ の値から、許容される温度-圧力曲線を計算することが出来る。

10 F C R 50, A S M E Sec. 11, Sec. 3 App.G、原子力設備の技術基準などに準拠

### 2-3. 中性子照射による $RT_{NDT}$ の上昇値の予測と推移<sup>1)</sup>

2つの方法：監視試験片の測定、評価式による方法

#### (1) 監視試験片の測定

圧力容器内に挿入されていた試験片を取り出して NDT および  $RT_{NDT}$  の値を測定する。一般に、 $RT_{NDT} \geq NDT$  が成り立つ。日本の原発のデータは表2<sup>3)</sup>に与えられる。試験片は圧力容器の内面内側に挿入され、3回以上の取り出しが義務づけられている。

この方法は、個々の原発の  $RT_{NDT}$  に対する唯一の直接的なデータであるが、その値のばらつきが大きく、また、圧力容器溶接の最悪条件を模擬していない等の問題があるため、絶対的でなく、評価式による方法が意味をもつ。実際に、圧力容器の管理は、この評価式に基づいて算出された  $RT_{NDT}$  値により行われる。

#### (2) $RT_{NDT}$ の評価式

アメリカのNRCの推奨式：下式の小さい方の値： $C = (F - 32) / 1.8$

$$RT_{NDT}(F) = RT_{NDT}(0) + \Delta RT_{NDT}(GT) + 2\Delta data$$

(中止記入)

$$= RT_{NDT}(0) + \Delta RT_{NDT}(RG) + 2\Delta data$$

$$\Delta RT_{NDT}(GT) = (-10 + 470 * Cu + 350 * Cu * Ni) (f/10^{19})^{0.27}$$

; Guthrie Trend Curve

$$\Delta RT_{NDT}(RG) = 283(f/10^{19})^{0.194} : Regulatory Guide 1.99$$

(中止記入)

Cu, Ni：銅とニッケルの重量百分率、f：中性子束( $E > 1$  Mev)

### 2-4. 個々の原発に対する $RT_{NDT}$

(1) 上記推奨式を用いると個々の原発の $RT_{NDT}$ が計算できる。NRCによって計算されたアメリカの原発の $RT_{NDT}$ の値を不純物の含有量や中性子束の値と共に表3に示す。 $RT_{NDT}$ の値が当時の基準値200 Fを軒並こえてしまっている危機的状況が見て取れる。これは脆化の進行について見込み違いがあったことを示している。

また、この式は、銅やニッケルの不純物濃度が高いと脆化の進行が促進されることを示している。ところが、1974年以前には、この脆化を促進する銅に対する規制が無かったため0.3%前後の高い不純物濃度の銅を含む鋼材が使用されたケースが多いことがわかる(表3)。

日本における軽水炉圧力容器鋼材の銅、リン、硫黄の含有量の変遷を図3に示す<sup>1)</sup>。

#### (2) 美浜一号炉に対する $RT_{NDT}$ の評価：図4

必要なデータが公表されていないため大胆な推定を行った。

圧力容器の脆性破壊問題は、アメリカと日本のデータ公表の大きな差を示している（例えば、表3と図4）。この大きな差は何を意味するのか。

## 2-5. $RT_{NDT}$ に対する規制値（アメリカの例）

81年以前 : 200 F

それ以後 : 270 F : 円周方向溶接, 300 F : 軸方向溶接  
確立論的評価により決められた。

上棚エネルギー（使用温度での強度）の規制は : ? 図5

圧力容器の寿命を決める。

## 3. 過圧事故による圧力容器の脆性破壊<sup>1), 2), 3), 4), 5)</sup>

### 3-1. 圧力容器脆性破壊の条件

中性子照射による脆性の進行 :  $RT_{NDT}$

高圧力下での急冷とそれによる熱衝撃 :  $T = T_0 - (T_0 - T_1) (1 - \exp(-\beta t))$ , P

圧力容器内面のきず

### 3-2. 過圧（過冷却）事故の原因

- (1) 一次系の小破断（蒸気発生器細管破損、バルブ故障、ポンプシール破損）とECCSの作動。
- (2) 過冷却をもたらす二次系の故障（タービントリップ、蒸気系の大破断、小破断）とECCSの作動が考えられる（表4、図6）。
- (3) ECCS作動による圧力容器壁の冷却（図7）。

### 3-3. アメリカにおけるPWRの過圧（過冷却）事故

重大な過圧事故として82年までに32例がリストされているが<sup>6)</sup>、その中で特に重大なもの8例を表5<sup>7)</sup>に示す。この8例について、NRCは圧力容器破損の評価を行っている。 $RT_{NDT}$ の欄に示される温度は、亀裂の開始を防ぐために必要と予測される圧力容器の $RT_{NDT}$ 温度である。この表の結果は、TM1のような過圧事故が起こればアメリカの多くの原発で圧力容器の破損が始まることを予測している。

## 結論

1. 過圧事故とそれに対する圧力容器の挙動に関する評価は、圧力容器破損が現実的な危険性であることを示している。
2. ECCSによる圧力容器に対する冷却効果は大きく、その注入により圧力容器破損という思わぬ事態が充分考えられる。炉心冷却と矛盾するECCSのこの効果は、適切な水位計をもたないため安全上一層深刻な問題となろう。

## 主な参考文献

- 1) NRC STAFF EVALUATION OF PRESSURIZED THERMAL SHOCK, DRAFT (1982)
- 2) 構造物における破壊と疲労の防止、ロルフ、バーソム共著、培風館
- 3) 老朽化進む加圧水型原子炉、田中三彦、世界(1988)
- 4) 軽水炉圧力容器に関する最近の話題、古平恒夫、原子力工業、第30巻 第4号
- 5) 原子炉圧力容器の健全性に関する最近の話題、矢川元基、原子力工業、第30巻 第1号
- 6) Nuclear Safety, Vol.24, No.4 (1983)
- 7) 原子炉材料ハンドブック
- 8) Evaluation of pressurized thermal shock, NUREG/CR-2083 (1981)
- 9) PNL Technical Review of Pressurized Thermal Shock Issues, NUREG/CR-2837 (1983)
- 10) OCA-1. A Code for Calculating the Behavior of Flaws on the Inner Surface of a Pressure Vessel Subjected to Temperature and Pressure Transients, NUREG/CR-2113 (1981)

# DRAFT NRC Rule Point 100 RTNDT Analysis (X-1)

Table P.1 RTNDT Values for All Plants<sup>(1)</sup> Calculated Per the Recommendations of the Working Group on RTNDT<sup>(2)</sup> for the Vessel Inside Surface

Plant NPS/Vessel	EFIV as of 12/31/01	Fluence n/cm <sup>2</sup>	Copper %	Nickel %	Mean Initial RTNDT, °F	Mean WHT, °F	RTNDT, °F	240 <sup>2</sup> /0.07Δ at 31, 1901(6) circum.	RTNDT Value as of 31, 1901(6) circum.	Licentee's RTNDT °F	RTNDT After 3 Additional EPPY (9) Circum. Axial	RTNDT, 12.7/ 1.25/
Robinson 2 CE/CE	7.10	14.0 (3)(12)	0.20	-56	(295)(4)	34 (4)	201	154	290	220	292 (10)(11)	162 (13)
Fort Calhoun CE/CE	5.07	7.04 5.1 (8)	(0.35) 0.35	0.99 0.99	(-56) -56	(264)(4) 240 (4)	34(4) 34 (4)	242	226	209 (239)	267	250
Turkey Point 4 W/R/W	5.67	9.1 (11)	(0.32)	(0.57)	(0)	(200)	59	259	211	202 (13)	202(13)	202(13)
Turkey Point 3 W/R/W	5.67 No Axial Welds	(9.0)(9.1)(11)	(0.32)	(0.57)	(0)	(200)	59	259				
Haline Yankee CE/CE	5.90	5.02 1.14	(0.36) 0.36	(0.99) 0.99	(-56) -56	(240) (4) 230 (4)	34 (4) 34 (4)	226	216	170 (190)	216	236
Calvert Cliffs 1 CE/CE	4.65	6.04 6.81	(0.30) 0.30	(0.10) 0.99	(-56) -56	(135) 212	59	130	130	130	130 (244)	150
Indian Point 3 W/CE	2.90	1.67	(0.24)	(0.52)	(-74) +74	(90) 90	10	212	215	205 (244)	231	246
Yankee Rowe W/R/W	14.56	(11.35)	(0.20)	(0.61)	(-30) 0.61	(133) 133	40	211	212	212	212	231
Rancho Seco BWR/BWR	3.54	(2.33) 2.05	(0.31) 0.35	(0.59) 0.59	(0) 0	(135) 140	59	191	211	211	211	217
Three Mile Island 1 BWR/BWR	3.52	(1.87)	(0.31)	(0.60)	(0)	(133) 145	59	192	207	207	207	210
Oconee 2 BWR/BWR	4.71	(2.87)	(0.35)	(0.71)	(0)	(172)	59	231	204	145	145	216
		No Axial Welds										230

See footnote(s), last page of table

Brait

Ap 7 p/p  
Phil. Phil. Phil. Phil. Phil.

Calvert  
= RTNDT, KST(b)

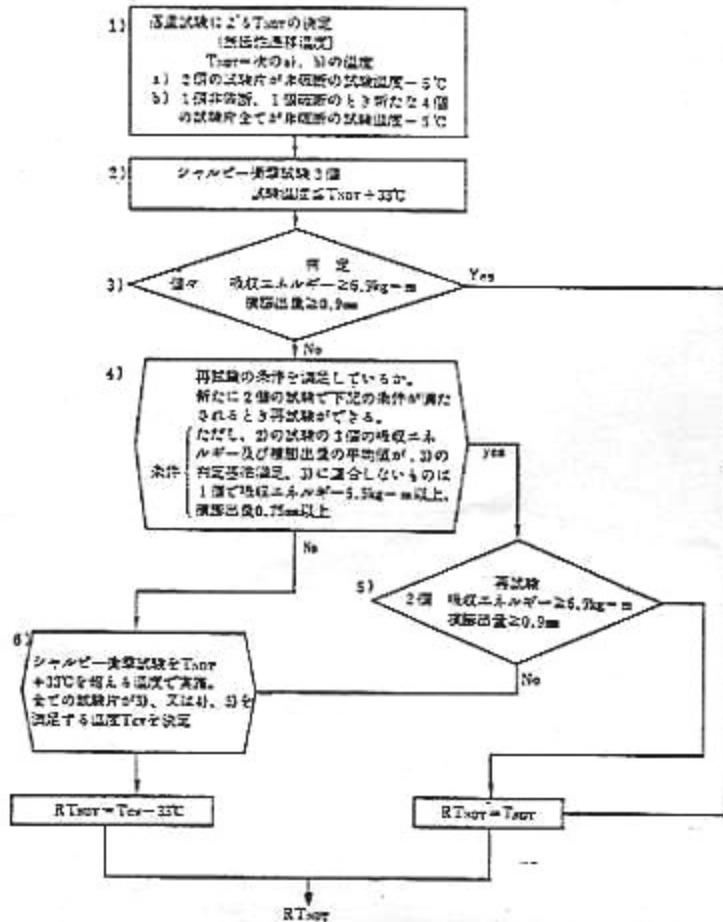
$$RTNDT = RTNDT(0) + (-10 + 470 C_u + 350 C_n, N_1) \left( \frac{f}{10^{19}} \right)^{0.07} + 2\sqrt{C_o^2 + C_n^2} = 59$$

Turkey Point 0

$$RTNDT = 0 + (0.91)^{0.29} + 59 = 199 + 59 = 258$$

$$RTNDT = 0 + (0.91) \times 1.091 \times \frac{8.67}{0.27} + 59 = 223 + 59 = 282$$

表4-1 関連温度の決定手順



中性子脆化の状況をみる監視試験片テスト結果

出所：通商省資源ニホンギヤード

ユニット (運転年月)	取出時期	脆性遷移温度		
		初期M(℃)	第1回(℃)	第2回(℃)
美浜1号機 (45.11)	(第1回)48.3 (第2回)56.6	-50	54	64
美浜2号機 (47.7)	(第1回)50.2 (第2回)55.12	-3	49	59
美浜3号機 (51.12)	(第1回)52.11	-20	2	-
高浜1号機 (49.11)	(第1回)51.4 (第2回)59.2	-4	22	54
高浜2号機 (50.11)	(第1回)51.11	-30	-13	-
高浜3号機 (60.1)	(第1回)60.11	-25	-20	-
大飯1号機 (54.3)	(第1回)55.7 (第2回)60.4	-15	-6	11
大飯2号機 (54.12)	(第1回)56.2 (第2回)60.9	-18	4	52
伊方1号機 (52.9)	(第1回)53.4 (第2回)57.10	-25	0	16
伊方2号機 (57.3)	(第1回)58.3	-30	-25	-
玄海1号機 (50.10)	(第1回)51.11 (第2回)55.4	-16	35	37
玄海2号機 (56.3)	(第1回)57.2 (第2回)60.11	-25	7	8
川内1号機 (59.7)	(第1回)60.2	-25	-4	-

(注)成績遷移温度とは、これ以下の温度ではその鋼材が完全に脆性と失い、良くなじむ。

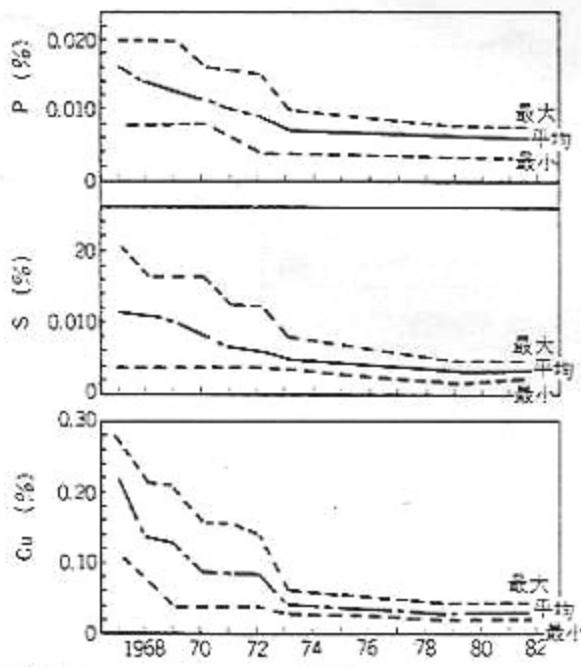


図3

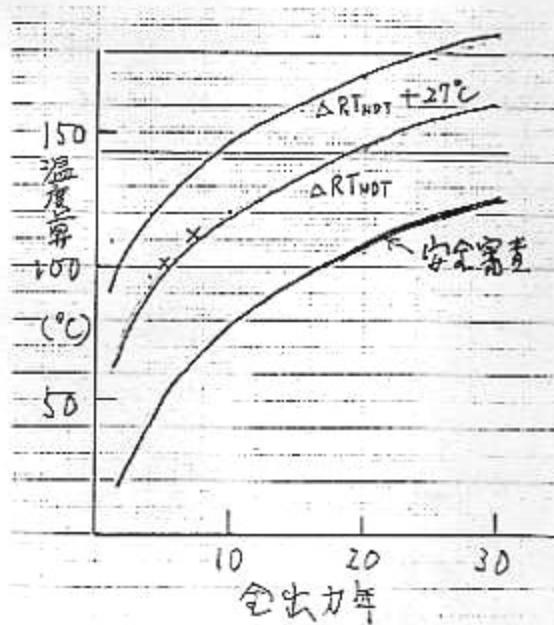
わが国における堅水炉圧力容器鋼材の  
Cu, P, S 含有量の変遷<sup>7)</sup>

図4、美浜1号のRTnpt

E4

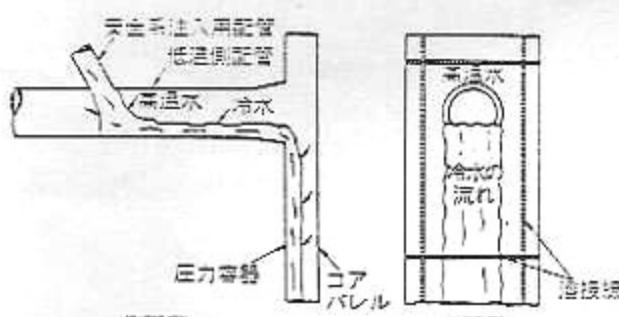
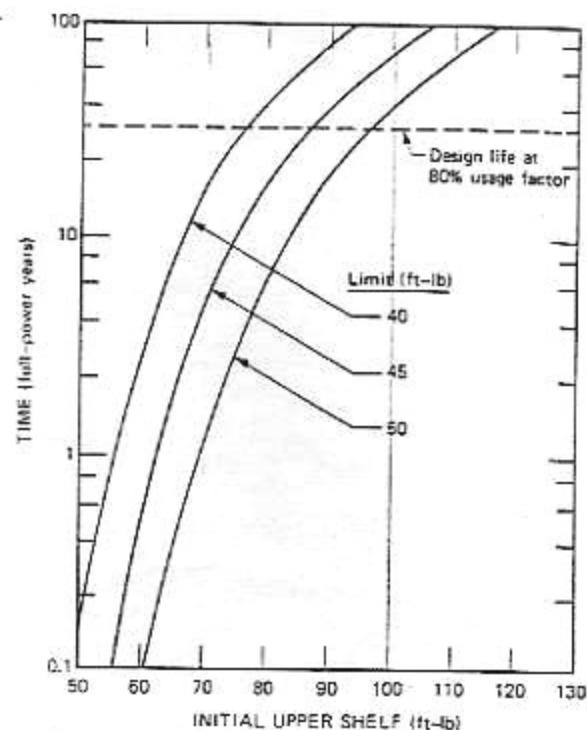
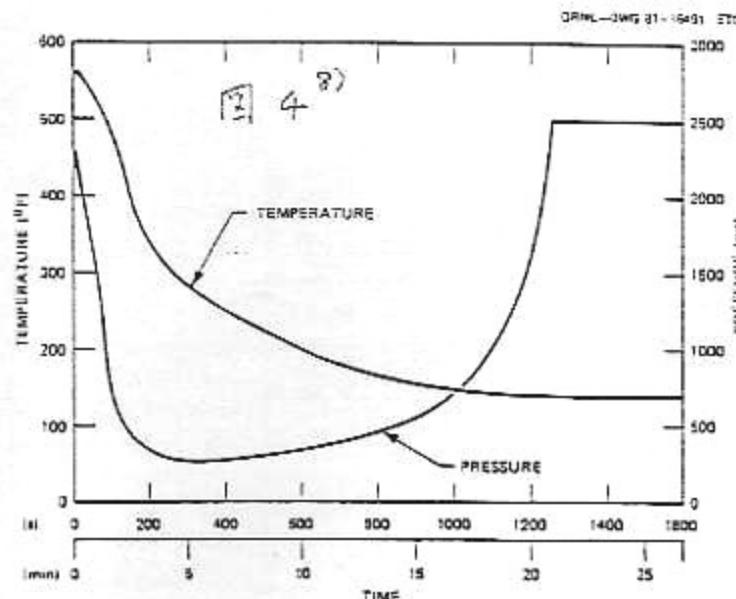


Fig. 7. 廉内における冷水と高温水の挙動

表 4

表 4 予測限界過熱年数 (B &amp; W型の場合)

事 故	WPS-A	WPS-B
LBLLOCA	20	4
Rancho Seco B	33	30
モービントリップ	4	3
MSLB (IRT)	8	4
MSLB (TRAC)	>320	>32
SBLOCA	—	—

1) 1 EFPY の照射量を  $0.046 \times 10^6 \text{ rad/cm}^2$  とした。

2) 32 EFPY までの範囲ではき裂は進展しなかった。

3) 冷却開始後 250 秒までが折られたが、その時点ではまだ圧力、温度は過渡状態にあり有効な評価を下すことができなかった。

## 最終温度 冷却率

## 圧力

参考 RT<sub>HPT</sub>

Plant and Year	全回	T <sub>f</sub> (°F)	β (min <sup>-1</sup> )	P (psig)	RT <sub>c</sub>
THI '79	(一回)	225	0.04	2300	209
HBR '75	P.S.L	250	0.02	500	354
Ginna '82	SGT	325	0.12	1400	378
Rancho Seco '78	DRG	285	0.10	2300	295
HBR '70	S.L.R	295	0.08	2000	321
HBR '72	(一回)	340	0.015	1000	381
Crystal River 2D (一回)	250(?)	0.10	2300	(250)	
Prairie Island '79 SGT	350	0.10	1000	(400)	

表 5