

原子炉の重大事故時に於ける災害評価

— 想定不適当事故 —

July 18, 1980

T. Seo

§1 序 — 想定不適当事故とは何か

1-1 事故の分類

- 災害規模の面から
 - C1: 大規模災害をもち^{でない}事故
 - C2: 大規模災害をもち^{ない}事故
- 確率の面から
 - P1: 起りうる事故
 - P2: 起るとは考えられない事故

安全審査における分類

- 想定適当事故
 - 重大事故(技術的に起り得る) ...
 - 仮想事故(技術的に起り得ない) ...
 - 想定不適当事故(仮想事故を越える事故) ... 大規模被害
- 例: 全炉心溶融等、上記C2に対処する事故

あうあうにして、CとP
は混同して考えられ、
根拠を示さないまま
C2 C P2 とされる
ことが多い。

一基の発電用原
子炉が必ず起り得る
事故の最大規模は、
以下2つのべつうに巨大
なもので、過ちのいか
なるフロントもこれに
匹敵しない。従っ
て原子力発電を推
進する為には、このや
うな事故を「想定不
適当」事故と規定
しなければならなかつ
た。——伊方
裁判、内田証言
(引用1)参照

本来不適当と
いうからには、確率が
非常に小さい等の

引用1. 伊方裁判証言記録

仲田 そうすると、想定できない事故とい
うのがあるんですか？
内田 あります。
仲田 想定不適当事故と呼ぶんですか？
内田 はい。立地評価に対して想定不適当
な事故というのはあります。
仲田 伊方の場合に想定不適当事故という
のはどういう風なものが考えられる訳ですか。
内田 ですから、立地評価の時に評価した
この重大事故、仮想事故がその想定に適切な
限界であります。
仲田 具体的な事象としてはね、その想定
不適当事故というのは伊方の場合何が考えら
れたのですか？
内田 想定不適当な事故というのは想定し
ない訳です。
(場内、失笑)
仲田 想定不適当事故というものを考える
場合に、当然、こんな事故があるけれども、
これは無視しようと、こういうことになる訳
ですね。具体的に頭に描いてから無視するん
じゃないんですか。
内田 ですから、それは審査指針にも報告
書にも書いてあります様に、各種事故という
のが幾つか書いてございまして。その中で立
地評価の時に、仮想事故或いは重大事故に比
大して想定するのに適切な事故として、最終

的に冷却材喪失事故、それから蒸気発生器細
管破断事故を想定する訳であります。ですか
ら、その前の段階として今申し上げました各
種事故が幾つも想定してございます。
仲田 なる程ね。例えば先程出て来た飛行
機の墜落事故とか、戦争の爆撃目標になると
か、そういうことは想定不適当事故ですか。
内田 いや、飛行機がどの程度、墜落して
例えば格納容器に衝突するかどうかという、
その比較論的、確率論的評価を致します。そ
の結果、これは想定するに値しない位確率が
小さいということで、飛行機が格納容器にぶ
つかるといことは事故の想定にはしない訳
です。
仲田 なる程、解りました。そうすると、
その点、不適当事故と考える場合には確率論
を持って来る訳ですね。
内田 要するに比較論であります。
仲田 比較論を持って来る訳ですね。
内田 そうです。
仲田 ではどの程度の比率で比較論を持っ
て来るのですか？
内田 それは私が書証の25等を書いてあ
ります様に、国際的に大体10のマイナス6
乗位を目標にして、或いはもう少し厳密に言
えば10のマイナス7乗よりも小さいという
ことがはっきりする様なものは想定にしない
訳であります。

2内側のいく根拠を示すな
けはならない。しかし、
日本の原子力規制当局は
この点で全く不可解な
態度をとっている。——

伊方裁判、内田証言
(引用2)

結局のところ、C2に相
当する事故を全部想定不
適当とし、この根拠を明示
していない。

ラスムッセンによる確率的
安全評価に期待がかけられ
たが失敗した。(前回参照)

現在ところ「想定不適当」
という言葉は、原発を推進
する上で想定するに不適当
という以上の意味も根拠
ももたせていない。

大規模災害ともならず
事故として最も問題となっ
ているのは、炉心溶融事故
である。以下に詳述する。

引用2、伊方裁判 証言記録

内田 ですからECCSの性能を無視して
ですわ、無視した場合に、でも、あと全く手
をつけないければ炉心が溶けて、いわゆるラス
ムッセンスタディの形になるといいます。「そ
こで、立地評価の場合の事故の想定という
ところについて、あり得る、ま、工学的にはあ
り得ないけれども、この辺までは事故の想定
として考えようという基準が、今、申しあげ
ましたように、仮想事故の想定を。」

久米 私がきいているのは、この辺で止め
ておこうという、理由は何かということを書
いているんです。

内田 ですからそれは前にも申し上げまし
たように、一つの目標として、10⁻⁶/年と
いうのはその設計基本事故の目標値です。こ
れはまあ、国際的にも一応認められておりま
す。

「久米 はあ、わかりました。そう数をあげ
られると非常にはつきります。そうすると
全部の放射能が出てくるのはどれぐらいの確
率で、それから炉心まで溶けるといのはど
れぐらいだから、必要ないと考えられたん
でしょう。」

内田 ま、審査会におけます立地評価の場
合には、そういうことは考えてないです。そ
ういう評価まではしておりません。

久米 それじゃ否井にならないじゃない
ですか。一方で私が言えば百万年に1回ぐら
い、そこまでは考えると、ですけどもしたら
放射能が全部出るはいくらで、溶けるとい

うのはそれ以下だから考えなかったと、こ
ういうふうに言ってしまうとわからないじゃ
ないですか。

「内田 ですから審査会がそれで、具体的に
確率の計算をしてるということではありませ
ん。ですからそれに参考になるのは、一番参
考になるのは、ラスムッセンスタディだと思
います。」

久米 そうすると100万年に1回とか1
千万年に1回とかいっておられるのは、それ
は、安全審査と関係ないことを言っておられ
るんですか。

内田 いや、関係ないというわけではあり
ません。一つの目標として考え方を整理する
意味で、10⁻⁶ということを私が個人的に出し
てるわけです。それが、あの、「国際的にも一
応認められてるわけです。国際的なコンセン
サスをのべてるわけです。」

久米 じゃ、安全審査ではそういう基準も
なしにやっておられるわけですか。

内田 いや、立地審査指針の中にそういう
確率評価をしろということまで入ってない
わけです。

久米 そうですね、じゃ不自然でしょ。さ
っき証人もおっしゃったように、それがどう
してそんなところで止められたんですか。ど
うしてそんな不自然な仮定をしなければならな
かったんですか。それを

「内田 それは立地審査指針に書いてありま
す。仮想事故の想定の方を引用してのわ
けですよ。それから、国際的な考え方とも反映
してるわけです。」

8.2. 炉心溶融はなぜ起きるか

熱源

○核分裂……炉停止後連鎖反応はなくなる。

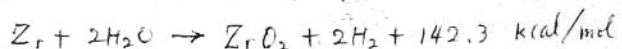
○蓄積熱…… fuel 中心 2000°C
表面 340°C } 平常運転時

冷却不能になった直後から中心の熱が表面におよぼせる。
燃料棒内の温度分布を、2次関数と1次関数の平均と
仮定すると、flatになった時の温度は

$$340 + \frac{5}{12} (2000 - 340) = 1032 (^{\circ}\text{C})$$

この温度は $\text{Zr} + 2\text{H}_2\text{O}$ の発熱反応がはげしくなる温度
である。blow down による熱除去がなければ、炉心
溶融はたちまちに始まることになる。

○化学反応……燃料棒被覆の材料である Zr は高温になると
激しく水と反応し、発熱する。



2: 9/1/22

950 ~ 590 kg H₂

(2.3 ~ 3.0) × 10⁵ m³

THI-2 事故の場合

70気圧 50m³のH₂発生 → 1.6 × 10⁵ mol が反応

よって発熱量は 1.1 × 10⁷ kcal

こたけの燃焼が例え10分間で、こたえとすると
78 MWの出力 rate に相当する。

1.04 × 10⁵ m³

2.8 × 10⁶ kcal

◦ 崩壊熱 ... これは持続的であるが最も重要

$$P/P_0 = 0.0766 t^{-0.181} \quad : 10 < t < 150 \text{ sec}$$

$$= 0.130 t^{-0.253} \quad : 150 < t < 4 \times 10^6 \text{ sec}$$

P₀ は full power 運転時の熱出力

100万 KWe (1000 MWe) の原発 ... 3300 MW_t

停止後の経過時間	崩壊熱出力
0	230 MW
10 秒	167 MW
1 分	120 MW
1 時間	42 MW
1 日	17 MW
1 週間	10 MW
1 月	7 MW
1 年	2.3 MW

これによる fuel 表面の温度上昇の計算

decay heat の最初の 1 分間の平均 0.0442 P₀ = 146 MW

(最初の 10 秒間の平均 0.06 P₀, 10 ~ 60 sec の平均 0.041 P₀)

材料	比熱 (J/kg·°C)	重さ (kg)	熱容量 (J/°C)
UO ₂	293	80000	3.14 × 10 ⁷
Zircaloy	293	16500	
steel	502	6500	

よって fuel の平均温度上昇 (断熱近似)

$$\frac{1.46 \times 10^8}{3.14 \times 10^7} \left(\frac{^\circ\text{C}}{\text{sec}} \right) = 4.64 \left(\frac{^\circ\text{C}}{\text{sec}} \right)$$

中心部ではこの 2.5 倍とすると 12 °C/sec

§ 3. 炉心溶融に至る事象 PWR について (図 1 参照)

(1) 一次系配管大破断 (直径 15 cm 以上)

蓄圧注入系 3 台の内 2 台以上不動作

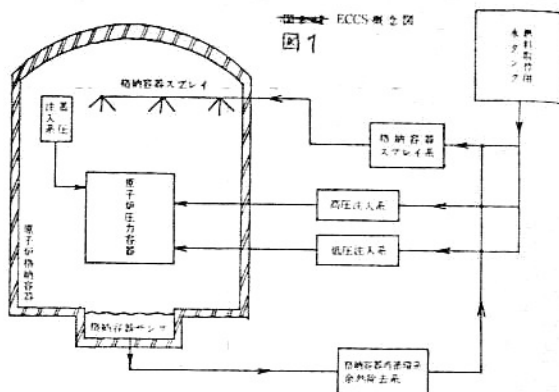
低圧注入系 2 台のポンプがすべて不動作



(2) 一次系配管小破断
(直径 5 ~ 15 cm)

蓄圧注入泵 3 台の内 2 台以上不動作
高圧注入泵 3 台のポンプの内 2 台以上不動作

core melt



(3) 一次系配管極小破断 (直径 5 cm 以下)

高圧注入泵 3 台のポンプの内 2 台以上不動作 → core melt

(4) 圧力容器破損

あらゆる ECCS は無効 無条件に core melt

(5) 接続系での圧力バランサー破損

例. 一次系と ECCS の低圧注入系との間のバルブ破損

↓
低圧注入系過圧

↓
低圧注入系破損

↓
大破断相当の LOCA

(6) その他、電源系統、バルブ系統の故障

例 1. 2 次冷却材ポンプ停止 → core の除熱不能 → core 急激な過熱
→ 圧力差し弁から 1 次冷却材漏出 → core melt
(極小破断 LOCA)
これは TMI-2 事故の発端となった。

例 2. T-7 炉火災 → あらゆる系統のコントロール不能 → core melt
これは ブラウンスフェリーの事故の発端となった。

これら 2 例が実際に core melt に到らなかったのは後述するようにいくつかの幸運が重なった結果である。

§ 4. 炉心溶融の態様 (以下は Rev. Mod. Phys. 47 (1975) S1 による)

仮定として、大破断 LOCA, ECCS 故障, 格納容器スプレイ故障。

• LOCA 発生

blow down (5 ~ 10 sec) により $\frac{1}{3}$ core の熱量の $\frac{1}{3}$ が除去されると仮定する。 → fuel rod の表面温度 700°C

• decay heat の為 平均 4.6°C/sec, 中心で 12°C/sec の温度上昇。

• 33 sec 後 中心部の fuel rod 表面 1100°C に到達

$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$ の反応が激しくなり 温度上昇は急速激に加速される。
(時間の2次関数的な温度上昇)

・ およそ1分後、中心部の fuel rod 表面が Zircaloy の融点 ($1850^\circ C$) に到達
溶け始める。

・ 10分～1時間 全 fuel 溶融 $\rightarrow$ pressure vessel の底に落下

unknown な複雑な現象が考えられる

- (1) 固溶体の形成の影響は?
- (2) 溶融金属の滴下と再凝固の様態は?
- (3) 化学反応による蒸気流の妨害効果は?
- (4) その他いろいろ

・ 30分～2時間 圧力容器底の溶融貫通

約 100 t の溶融体が圧力容器の底部と溶融し貫通する。

下の水プール中に落下した場合 $\rightarrow$ 蒸気爆発

局所的に 200 atm 発生

蒸気爆発の効果

10 圧力衝撃による格納容器破壊 (起こらないと考えられている)

20 溶融体の飛散 $\rightarrow$
格納容器壁に付着
 $\rightarrow$ 格納容器と部分溶融
 $\rightarrow$ 気密破壊

30 溶融体の飛散 $\rightarrow$
より多くの水と接触して
蒸気爆発が拡大
 $\rightarrow$ 格納容器内圧の上昇を速める。

・ 格納容器 スプレイ、冷却系故障
の為、格納容器内の圧力上昇
格納容器の耐圧限度 (設計圧は 2~
3 atm) 7 atm の圧力における飽和
水蒸気 (温度 $\sim 160^\circ C$) の energy 密度

$$2.3 \times 10^6 \text{ cal/m}^3$$

格納容器の全容積 $4.9 \times 10^4 \text{ m}^3$

とすると 全 energy は

$$1.1 \times 10^{11} \text{ cal}$$

となる。

一方 1 次系の水がもっている全 energy は

$$\sim 6.3 \times 10^{10} \text{ cal}$$

decay heat (2.0% full power)

$$5.7 \times 10^{10} \text{ cal/h}$$

Zr が全部水と反応したとする

$$2.6 \times 10^{10} \text{ cal}$$

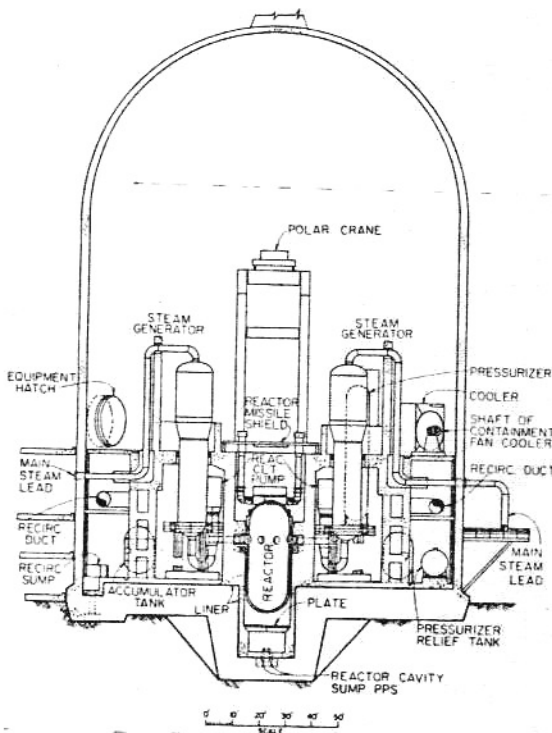


図 2 格納容器中の配置図

発生した水素が全部燃焼したとする

$$1.2 \times 10^{10} \text{ cal}$$

よって decay heat がない場合でも 10^{10} cal に達し、これは格納容器に充填する 7 atm の飽和蒸気の energy 1.1×10^{10} cal に近い。→ 効果的な格納容器冷却が行われなければ、短時間で格納容器は破裂する。

○ 格納容器底部に落ちた溶融体の挙動

重さ 100 ~ 200 ton。

近くにあるすべての水を気化。

接触しているコンクリートを分解。分解物のほうが溶融体より軽いので

分解生成物は溶融体上部にあつまり、溶融体はコンクリート床にめりこんでいく。

乾燥コンクリート 比重 2.32 ~ 2.48 (内 2% は水)

熱伝導度 0.005 ~ 0.008 cal/sec cm °C

比熱 ~~~ 1~~ 0.20 ~ 0.24 cal/g °C

分解温度 500 °C

コンクリート床の厚さを 1.5 m とすると、貫通するには 40 ~ 400 ton のコンクリートを分解する必要あり。

数時間 ~ 数日で格納容器底貫通 (チェイナアクシデント)

§ 5. 放射能総量と被曝評価

5-1. Inventory

1000 MWe の発電炉が 550 日間 full 運転後の RI の inventory
($T_{1/2} > 1$ 時間のもののみ) 表 1

表 1.

Radioactive inventory at ~~the~~ of water reactor (from Draft WASH-1400, Appendix VI, pp. 6, 60).

Isotope	Half-life days (years)	Inventory (10 ⁶ curies)
Noble gases		
⁸⁵ Kr	10.76 (yr)	0.6
⁸⁵ Kr	0.18	26
⁸⁷ Kr	0.053	52
⁸⁸ Kr	0.116	76
¹³² Xe	5.3	170
¹³³ Xe	0.38	26
Iodines		
¹³¹ I	8.05	85
¹³² I	0.1	120
¹³¹ I	0.875	170
¹³⁴ I	0.036	200
¹³⁵ I	0.28	150
Telluriums		
¹²⁷ Te	0.048	28
¹²⁷ Te*	34.1	10
¹³¹ Te*	1.25	15
¹³² Te	3.25	120
Cesiums		
¹³⁴ Cs	2 (yr)	1.7
¹³⁴ Cs	12.9	6
¹³⁷ Cs	30 (yr)	5.8

Isotope	Half-life days (years)	Inventory (10 ⁶ curies)
Volatile oxides		
⁹⁹ Mo	2.3	160
⁹⁹ Tc	0.25	140
¹⁰³ Ru	40	100
¹⁰⁶ Ru	0.18	58
¹⁰⁶ Ru	1 (yr)	19
¹⁰⁵ Rh	1.5	58
Alkaline earths		
¹⁴⁰ Ba	12.8	160
⁹⁰ Sr	50.6	110
⁹⁰ Sr	27.7 (yr)	5.2
⁹¹ Sr	0.4	130
Nonvolatile oxides		
⁹⁰ Y	2.7	5.2
⁹¹ Y	59	140
⁹⁵ Zr	65.5	160
⁹⁵ Zr	0.7	160
⁹⁵ Nb	3.5	160
¹⁴⁰ La	1.66	160
¹⁴¹ Ce	32.8	160
¹⁴⁷ Ce	1.37	150
¹⁴⁴ Ce	285	110
¹⁴³ Pr	13.6	150
¹⁴³ Nb	11	60
¹⁴⁷ Pm	2.65 (yr)	17
¹⁴⁷ Pm	2.2	40
²³⁸ Pm	86.4 (yr)	0.1
²³⁹ Pm	24390 (yr)	0.01

5-2. 外部放出比

ラスムッセン報告における
PWR-2 のカテゴリに属する事故
の場合の、格納容器外へ放出
される RI の比。表 2
PWR-2 type の事故は § 4
で述べた事故である。

表 2 Fission product releases in Draft WASH-1400 reference accident (Appendix VI, p. 9).

Principal chemical groups	Fractional release to atmosphere from core
Noble gases	0.9
Iodines	0.7
Cesiums	0.5
Telluriums	0.3
Alkaline earths	0.06
Volatile oxides	0.02
Nonvolatile oxides	0.004

5-3. 大気拡散

空气中濃度に関するパスケルの式

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{l} \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z} e^{-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}} \times \left[e^{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}} \right] \quad (Ci/m^3)$$

Q: decay, 沈着, 親核からの decay による生成物を含む RI の量 (Ci)

σ_y, σ_z : 拡散巾 (m)

h: 放出高さ (m)

l: plume の長さ (m)

ここで放出 rate を一定とし、放出継続時間を T_r (sec), 風速を u (m/sec) とすると

$$\frac{Q}{l} = \frac{Q}{u T_r}$$

次に χ の代わりに T_r の時間平均の積分濃度 $\bar{X}$ ($Ci \cdot m/m^3$) を考える。

$$\bar{X}(x, y, z) = T_r \chi(x, y, z) = \frac{Q}{u} \cdot \frac{1}{2\pi\sigma_y\sigma_z} e^{-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}} \left[e^{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}} \right]$$

y 方向分布は gaussian から $\square$ 分布に近。

$$\frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma_y} e^{-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}} \rightarrow \begin{cases} \frac{1}{2\pi f x} & : -\pi f x \leq y \leq \pi f x \\ 0 & : \text{その他} \end{cases}$$

と置きかえ、地上濃度 (セグ内) を示すと ($z=0$ とし)

$$\bar{X}_s(x) = \frac{Q_s}{u} \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma_z} \frac{1}{\pi f x} e^{-\frac{h^2}{2\sigma_z^2}}$$

$$\Rightarrow \frac{Q_s}{u \{ A_c + \sqrt{2\pi} \pi f x \sigma_z \exp [h^2/(2\sigma_z^2)] \}}$$

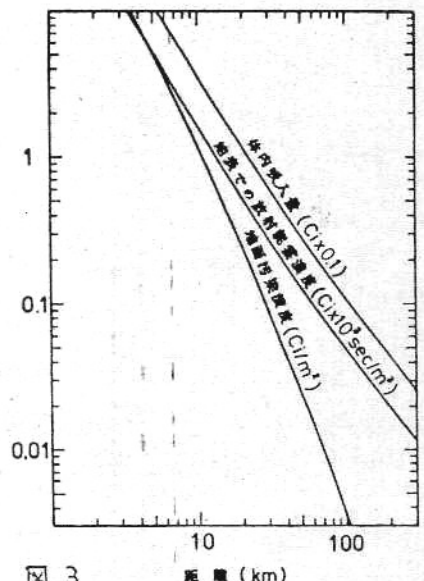


図 3

電気出力 560 MW の PWR が PWR 2 型事故を起こした場合の放射能濃度、地面汚染濃度、体内吸入量、但し風速は 1 m/sec, 放出高は 0 m である。

ここに A_i は plant wake (m^2), i は各枝径に specify する。
地面沈着は沈着速度 v_d なるものを用いる。

地面濃度は $C_d(x) = v_d X_d(x)$

とする。ラスムセン(草案)では $v_d = 0 \text{ m/sec}$ (希ガス)
 0.005 m/sec (ガス)
 0.002 m/sec (他の粒子)

RI の崩壊減衰, 沈着, ~~等~~ と考慮する。

$$Q_i = Q_i^0 \exp \left\{ -\frac{\lambda}{u} x - \sqrt{\frac{2}{\pi}} \frac{u}{u} \int_0^x \sigma_z^{-1} \exp \left(-\frac{t^2}{2\sigma_z^2} \right) dt \right\}$$

と書ける。 Q_i^0 は放出時の量。

体内吸入量は X_d に呼吸速度 $b = 0.0022 \text{ m}^3/\text{sec}$ をかけた。

$$Q_i^{INH} = b X_d(x)$$

伊勢炉 ($P = 560 \text{ MWe}$) について, 大気安定度 F 型, $u = 1 \text{ m/sec}$

$h = 0 \text{ m}$ の場合の計算例を図 3 に示す。

5-4. 被曝線量の計算

Cloud shine (plume からの直接被曝)

$$D^C(x) = F(\sigma_z) \sum C_d^C X_d(x)$$

濃度 $X_d(x)$ の無限の雲と仮定し, ~~修正を~~
 $F(\sigma_z)$ で行なう。 C_d^C は dose conversion
 factor で表 3 に示す。被曝量は表 4。

Ground shine (地面沈着と RI からの被曝)

$$D^G(x) = \sum C_d^G X_d(x) v_d$$

濃度 $X_d(x) v_d$ で無限の広さと仮定。

被曝量は地上 1 m の高さ。 v_d は

地面沈着速度。 C_d^G は dose conversion
 factor で表 3 に示す。被曝量は表 4。

体内被曝

$$D^{W,L,TH,GI}(x) = b \sum C^{W,L,TH,GI} X_d(x)$$

b は呼吸速度。 $C^{W,L,TH,GI}$ は表 3 から

全身, 肺, 甲状腺, 胃腸 に対する dose

表 3

Direct doses from the plume and from fallout.

Isotope	Half-life days (yr)	Ground dose* C_d^G (rems/hr)/(curie/m^2)	Cloud dose C_d^C (rems/hr)/($\text{curie sec}/\text{m}^3$)
^{85}Kr	10.760 (yr)	...	0
^{86}Kr	0.180	...	0.036
^{87}Kr	0.053	...	0.36
^{88}Kr	0.116	...	0.42
^{90}Sr	50.6	0.0	0
^{91}Sr	27.7 (yr)	0	0
^{92}Sr	0.4	26.4	0.16
^{93}Y	2.7	0.02	0.002
^{94}Y	59	0.02	0.002
^{95}Zr	65.5	20.0	0.19
^{96}Zr	0.7	23.8	0.06
^{97}Nb	3.5	20.4	0.18
^{98}Mo	2.5	7.2	0.06
^{99}Tc	0.25	4.0	0.035
^{100}Ru	40	14.4	0.11
^{101}Ru	0.18	18.0	0.20
^{102}Ru	1 (yr)	6.0	0.05
^{103}Rh	1.5	2.8	0.005
^{123}Te	0.048	3.0	0.018
^{125}Te	34.1	3.0	0.025
^{127}Te	1.25	33.6	0.376
^{129}Te	3.25	6.8	0.05
^{129}I	8.05	11.2	0.09
^{131}I	0.1	68.0	0.55
^{132}I	0.875	14.8	0.12
^{134}I	0.036	64.0	0.60
^{135}I	0.28	48.0	0.42
^{135}Xe	5.3	...	0.007
^{136}Xe	0.38	...	0.06
^{137}Cs	2 (yr)	48.0	0.36
^{138}Cs	12.9	60.0	0.46
^{139}Cs	30 (yr)	16.8	0.17
^{140}Ba	12.8	8.4	0.06
^{140}La	1.66	60.0	0.52
^{141}Ce	32.8	2.2	0.016
^{142}Ce	1.37	8.8	0.085
^{144}Ce	285	1.2	0.004
^{147}Pr	13.6	0.0	0
^{147}Nd	11	4.0	0.045
^{147}Pm	2.65 (yr)	0.0	0
^{148}Pm	2.2	0.1	0.012
^{239}Pu	86.4 (yr)	0.004	0
^{240}Pu	24.390 (yr)	0.004	0

* At a level of 1 m above a smooth plane. We are informed that the coefficients used in Draft WASH-1400 are low by a factor of 2 (NCR, 19756). Our values for the dose include this correction.

REV?

conversion factor → 表 5, 被曝量の計算結果 → 表 6

表 4

B. External gamma doses

Isotope	Cloud dose	Ground dose	
		(1 day)	Total
¹³¹ I	0.025	0.35	4.24
¹³² I	0.009	0.02	0.02
¹³³ I	0.033	0.332	0.60
¹³⁴ I	0.002	0.002	0.00
¹³⁵ I	0.036	0.184	0.10
⁸⁵ Kr ^a	0.000	...	...
⁸⁷ Kr	0.004	...	...
⁸⁹ Kr	0.013	...	...
¹³⁵ Xe	0.025	...	...
¹³⁵ Xe	0.002	...	...
¹³² Te	0.000	0.000	0.00
¹³³ Te	0.000	0.002	0.14
¹³¹ Te ^a	0.006	0.020	0.04
¹³² Te	0.009	0.054	0.28
¹³⁴ Cs	0.002	0.014	15.0 ^b
¹³⁴ Cs	0.009	0.052	1.0
¹³⁷ Cs	0.003	0.016	60 ^b
⁹⁹ Mo	0.001	0.004	0.02
⁹⁹ Te ^a	0.000	0.000	0.00
¹⁰³ Ru	0.001	0.003	0.52
¹⁰³ Ru	0.000	0.000	0.00
¹⁰⁶ Ru	0.000	0.000	0.38
¹⁰⁵ Rh	0.000	0.000	0.00
¹⁴⁰ Ba	0.004	0.024	0.44
⁹⁰ Sr	0.000	0.000	0.00
⁹⁰ Sr	0.000	0.000	0.00
⁹¹ Sr	0.002	0.006	0.01
⁹⁰ Y	0.000	0.000	0.00
⁹¹ Y	0.000	0.000	0.00
⁹¹ Zr	0.001	0.004	0.38
⁹¹ Zr	0.000	0.002	0.00
⁹⁵ Nb	0.001	0.002	0.02

Isotope	Cloud dose	Ground dose	
		(1 day)	(Total)
¹⁴⁷ La	0.001	0.006	0.02
¹⁴¹ Ce	0.000	0.000	0.02
¹⁴³ Ce	0.000	0.000	0.00
¹⁴⁴ Ce	0.000	0.000	0.06
¹⁴³ Pr	0.000	0.000	0.00
¹⁴⁷ Nd	0.000	0.000	0.00
¹⁴⁷ Pm	0.000	0.000	0.00
¹⁴⁷ Pm	0.000	0.000	0.00
²³⁹ Pu	0.000	0.000	0.00
²³⁹ Pu	0.000	0.000	0.00

Total 0.019 1.1 about 50^b

C. 30-day lung doses

Wedge model result	Draft WASH-1400 result
21.1	15

^a But see (NRC, 1975b).

^b The ¹³⁷Cs dose is calculated with an attrition as represented for ¹³⁷Cs by Eq. AII-23 and with that initial dose rate per microcurie/m² for ¹³⁷Cs. ¹³⁴Cs dose uses the same attrition (accelerated by the 2-year half-life) but the initial dose rate is taken as 0.36 rad/yr. per microcurie/m², in view of the total 1.58 MeV gamma ray energy vs. the 0.66 MeV gamma ray for ¹³⁷Cs.

表 5 A

Doses due to inhalation of a radioactive aerosol (in rem/m curie). [From Draft WASH-1400, Appendix VI, p. 57 (except for the 50-year lung doses)].

Isotope	Half-life days (yr)	Whole-body dose 50-yr (30-d)	Lung dose 30-d (50-yr)	GI tract 50-yr
⁹⁰ Sr	50.6	11.5	78 (176)	45
⁹⁰ Sr	27.7 (yr)	222 (1.6)	188 (117.0)	36
⁹¹ Sr	0.4	0.352	5.5	24
⁹⁰ Y	2.7	0.6	21	71
⁹¹ Y	59	9 (2.6)	86 (210)	43
⁹⁵ Zr	65.5	15.8 (4.9)	77 (199)	22
⁹¹ Zr	0.7	0.39	10	71
⁹⁵ Nb	3.5	4.47 (2.00)	34	11
⁹⁵ Mo	2.8	0.661	12	30
⁹⁵ Tc	0.25	0.0054	0.081	0.45
¹⁰³ Ru	40	0.771	37 (74)	22
¹⁰³ Ru	0.18	0.0644	1.6	11
¹⁰⁶ Ru	1 (yr)	2.85	234 (1140)	107
¹⁰⁵ Rh	1.5	0.0975	2.6	11
¹³³ Te	0.048	0.02	0.34	2.1
¹³³ Te	34.1	4.4	107 (197)	55
¹³¹ Te	1.25	0.732	11	36
¹³² Te	3.25	1.96	31	55
¹³¹ I	8.05	2.6 (2.4)	21	1.1
¹³² I	0.1	0.13	0.9	2.4
¹³³ I	0.875	0.57	5.1	2.2
¹³⁴ I	0.036	0.04	0.36	2.2
¹³⁵ I	0.28	0.29	2	2.1
¹³⁴ Cs	2 (yr)	56 (15)	50	2.1
¹³⁴ Cs	12.9	5.5	15	1.1
¹³⁷ Cs	30 (yr)	32 (8.2)	35	1.1
¹⁴⁰ Ba	12.9	7.2	122 (146)	55
¹⁴⁰ La	1.66	0.835	17	55
¹⁴¹ Ce	32.8	1.65 (0.81)	23 (41.5)	11
¹⁴³ Ce	1.37	0.337	10	30
¹⁴⁴ Ce	285	65 (6.6)	216 (990)	110
¹⁴³ Pr	13.6	1.13	29 (35.5)	24
¹⁴⁷ Nd	11	1.16	24 (27.2)	22
¹⁴⁷ Pm	2.65 (yr)	6.94 (0.36)	12 (67)	5.5
¹⁴⁷ Pm	2.2	0.311	8.7	26
²³⁹ Pu	86.4 (yr)	144 000 (304)	10 000 (175 000)	43
²³⁹ Pu	24 390 (yr)	159 000 (283)	9600 (171 000)	43

^a Draft.

表5B

Thyroid inhalation doses averaged over age groups (from EPA, 1973).

Age group (Percentage of population)	Fraction of inhaled iodine reaching thyroid	Biological half-life for iodine (days)	Thyroid mass (grams)	Effective decay energy (MeV)		Dose conversion factors (rem/m curies inhaled)		Breathing rate (cc/sec)
				^{131}I	^{132}I	^{131}I	^{132}I	
0-1 year (1.79)	0.38	20	1.9	0.18	0.40	15000 (4800)	4800 (1200) *	37 (35) *
1-9 years (16.47)	0.38	29	2.7	0.18	0.40	12000 (4800)	3400 (1000) *	110 (81) *
10-19 years (19.57)	0.28	70	12	0.19	0.42	2400 (1700)	600 (420) *	200 (155) *
20 years (62.17)	0.23	100	20	0.19	0.42	1200 (1500)	300 (370) *	230 (232) *

* Values used in Draft WASII-1400.

表4と表6の計算における仮定

Wind speed (u)	3.5 m/sec
Inversion height (H)	1100 m
Plume angular width (θ)	0.25 radians
Deposition velocities (w_d)	cm/sec
Iodines	0.5
Noble gases	0.0
Other isotopes	0.2
Uniform population density	300 mi^{-2}
Cutoff on radial integrals	500 miles
Shielding factor for ground and cloud dose	$\frac{1}{2}$
Time between shut down of fission and release	2.5 hours *

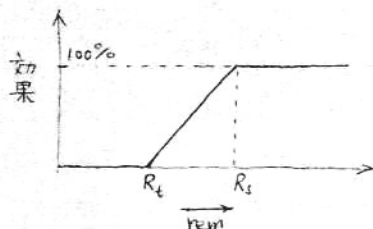
表6

A. Population doses from inhalation
(10^6 man-rem)

Isotope	50y whole- body	30d lung	50y lung	GI tract	Thyroid (age)	
					(0-9)	(10)
^{131}I	0.487	3.94	3.94	0.21	187	218
^{132}I	0.002	0.01	0.01	0.03		
^{133}I	0.107	0.95	0.95	0.41	57	59
^{134}I	0.000	0.00	0.00	0.04		
^{135}I	0.017	0.12	0.12	0.13		
^{135}Te	0.000	0.00	0.00	0.00		
$^{135}\text{Te}^*$	0.059	1.44	2.62	0.74		
$^{131}\text{Te}^*$	0.008	0.12	0.12	0.39		
^{132}Te	0.247	3.90	3.91	6.93		
^{137}Cs	0.217	0.20	0.20	0.01		
^{138}Cs	0.071	0.19	0.19	0.01		
^{137}Cs	0.426	0.47	0.48	0.01		
^{90}Mo	0.007	0.13	0.13	0.32		
^{90}Tc	0.000	0.00	0.00	0.0		
^{102}Ru	0.007	0.33	0.66	0.20		
^{106}Ru	0.000	0.00	0.00	0.00		
^{106}Ru	0.005	0.41	1.95	0.19		
^{106}Rh	0.000	0.01	0.01	0.03		
^{106}Ba	0.296	5.01	5.97	2.26		
^{90}Sr	0.343	2.32	5.19	1.34		
^{90}Sr	0.318	0.27	1.59	0.05		
^{91}Sr	0.003	0.04	0.04	0.17		
^{90}Y	0.000	0.00	0.00	0.00		
^{91}Y	0.023	0.21	0.53	0.11		
^{92}Zr	0.046	0.22	0.58	0.06		
^{91}Zr	0.000	0.01	0.01	0.07		
^{92}Nb	0.010	0.08	0.08	0.03		
^{140}La	0.001	0.03	0.03	0.10		
^{141}Ce	0.005	0.07	0.12	0.03		
^{143}Ce	0.001	0.02	0.02	0.05		
^{144}Ce	0.131	0.44	1.97	0.22		
^{143}Pr	0.003	0.07	0.09	0.06		
^{144}Nd	0.001	0.02	0.03	0.02		
^{147}Pm	0.002	0.00	0.02	0.00		
^{147}Pm	0.000	0.00	0.00	0.01		
^{238}Pu	0.265	0.02	0.32	0.00		
^{238}Pu	0.029	0.00	0.03	0.00		
Total	3.14	21.1	31.9	14.2	244	277

5-5. 被曝の影響と死者、発病数

単純に次のような関数で考える。



ラスムッセン報告(草案)では

○ 死亡(早期)

	R_t (rem)	R_s (rem)
全身被曝	200	600
肺	3000	5000
胃腸	2000	3000

○ 発病(早期)

	R_t (rem)	R_s (rem)
全身被曝	100	200
甲状腺(3枚)	0	1000

とされている。

晩発性、がん、遺伝障害について

ラスムッセン(草案)

 10^6 man rem でそれぞれ100件の
がん、遺伝障害発生を仮定。

APS (米国物理学会) の仮定は

表7, 表8に示す。

種々の批判のすゝめは引用3に
示す。

表 7

Some man-rem dose-effect coefficients for delayed effects (per million person rem).

A. Whole body effects About 130 25-250	Cancer deaths Persons with identifiable dominant genetic defects over an average of five generations following exposure
12.5 0-500	Noninheritable congenital defects Total extra constitutionally or degeneratively diseased persons over an average of ten generations following exposure
42	Spontaneous abortions
B. Lung dose effects 0.6-1.6	Cancer deaths per year for the period 5 to at least 27 years following exposure
C. Thyroid dose effects Children under 10 0.5-3.0	Cancer cases per year from 5 years till at least 30 years following exposure. (times about 0.04 for mortality during this period)
11-82	Cases of thyroid nodules per year from 5 years till at least 30 years following exposure
Adults (persons over 10) 0.5-3.0	Cancer cases per year from 5 years till at least 25 years following exposure. (times about 0.15 for mortality)

* (The lower value would hold if ^{131}I were rem-for-rem 0.3 times as effective in producing thyroid cancer than x rays.)

5-6. 伊方の場合の計算例

伊方1号炉は560 MWeの出力

結果は

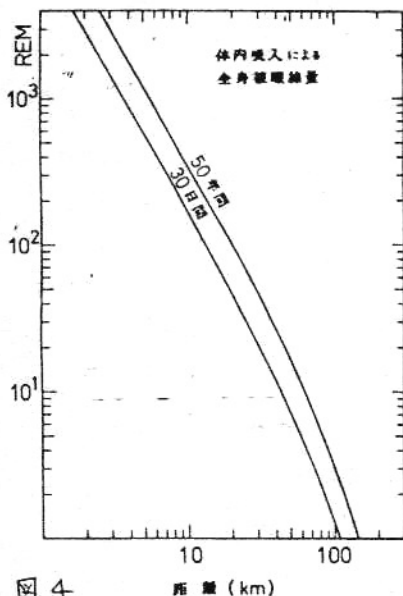


図 4

距離 (km)

体内吸入による全身被曝線量。事故の条件、気象条件は図3-2と同じ。

引用 3

B. 晩発性傷害の評価について

- ガン : ガン発生数100件/百万人remという値はB E I R委員会の報告から採用したことになるが、これはU C Sによると $\frac{1}{2}$ の過少評価となる。これに対しA P Sでは130件/百万人remを採用している。これに更に地面からの被曝時間1日という制限を除くと驚くほどガン発生数が増え、もとの310人から一挙に10000人となる。又「草案」では被曝線によるガン発生を無視しているが、A P Sの評価によると(20~50/百万remを採用すれば)600~1600人のガン発生が追加されることになる。更にPuの線量換算係数を、ホットパーティクルの特殊性を考慮して10~100倍大きく見つめればこのガン発生数は10倍近くまで増加する可能性がある(U C S)。その上「草案」で考慮していない甲状腺ガンを考慮すると新たに500~4000人のガン発生が追加されることになる(A P S)。
 - 甲状腺癌 : U C Sによれば子供に対する線量と線量は1000ラドを用いるべきであるが「草案」では3000 remを用いることにより、発病数を1/4に過少評価している。A P Sではこれに対して不確定要素をそのまま表現して発病数22500~300000としている。
 - 遺伝的傷害 : U C Sによれば「草案」の用いている100遺伝傷害/百万人remは不当で、これは2倍にすべきであるとわいている。A P Sでは百万人(全身)rem当たり世代にわたる傷害が25~250、一代限りのもの12.5、10世代にわたるもの0~500、流産42を考慮し、更に上述の地面からの被曝時間延長により、遺伝的傷害数を「草案」より3000~20000件多くはじき出している。
- R S S (最終報告)では上記の批判を受けて大増大変更が加えられた。その詳細はのちの機会にゆずるとして概要をのべる。
- 全身被曝の代りに骨髄被曝の概念を用いている。骨量計算のから地面からの被曝は ϕ 又は7時間短縮された。60日以内に50多死のような線量 $LD_{50} = 510$ ラドとしている。
 - 肺の基癌による死亡について $LD_{50} = 19000$ ラドを用いている。
 - 胃腸の被曝について、 ϕ 線は臓器内腔に付着している状態のみを考慮し、 α 線は1/100の減小効果を考慮している。
 - 地面からの被曝についてはやはり ϕ への効果を考慮し、長期被曝についても改善はみられない。
 - 肺被曝によるガン発生は考慮されたが百万人remについて22.2名という低い値を用いている。又ホットパーティクルとしての考慮はない。

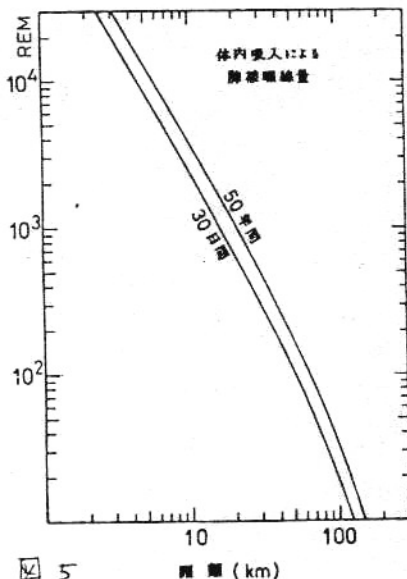


図 5

距離 (km)

体内吸入による肺被曝線量。事故の条件、気象条件は図3-2と同じ。

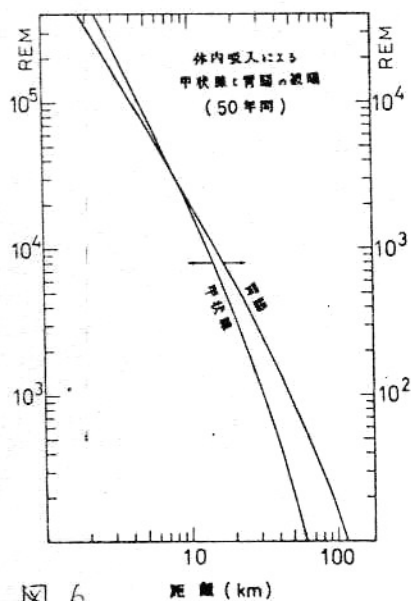


図 6

体内吸入による甲状腺と胃腸の被曝線量。事故の条件、気象条件は図3-2と同じ。

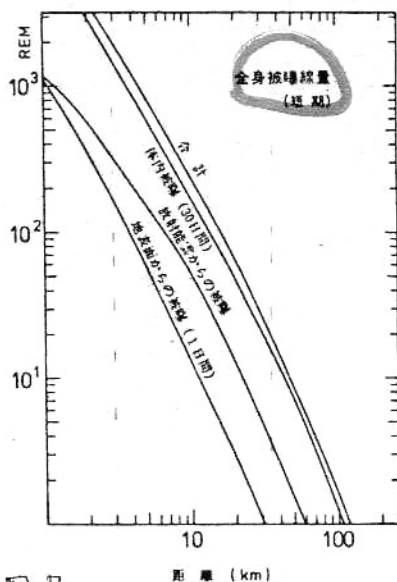


図 7

全身被曝線量の内訳と合計。事故の条件、気象条件は図3-2と同じ。

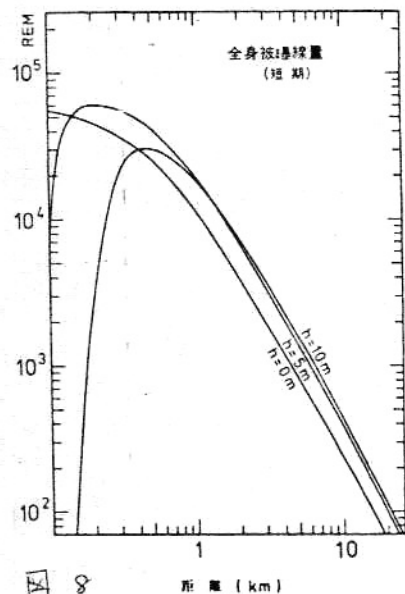


図 8

放出高が0, 5, 10 mの三つの場合の全身被曝線量の比較。事故の条件、気象条件は図3-2と同じ。

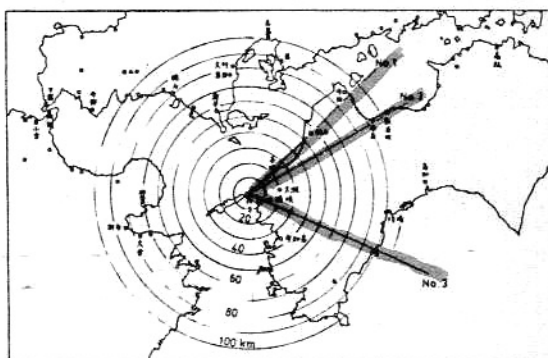


図 9

伊方を中心とする四国、中国、九州地方、及び被害算定を行った三つの線。

上記の図の3直線に対して被害規模を計算したのが次ページ表8

表 8

被害規模の計算結果

人口分布*	早期死者 (人) **			公衆被曝量 (百万人レム) ***			ガン、遺伝被害数 (件) ****		
	h = 0 m	h = 5 m	h = 10 m	h = 0 m	h = 5 m	h = 10 m	h = 0 m	h = 5 m	h = 10 m
1	1431 (1919)	2296 (2971)	2511 (3204)	404	534	576	404	534	576
2	1431 (2013)	2388 (3097)	2665 (3440)	244	300	316	244	300	316
3	1962 (2923)	3481 (4464)	3948 (4923)	284	324	330	284	324	330

* : 人口分布 No1 : 長浜町をかすめ、松山市、今治市の中心域を通る線上

No2 : 大洲市をかすめ、西条市を通る線上

No3 : 八幡浜市の中心を通るもの

** : () 内の数値は、スウェーデン政府に対する報告書 (SOU) に用いられている被曝効果を採用したものである。この被曝効果は、全身被曝100~300レムで20多、300~1000レムで80多、1000レム以上で100多の死亡率を仮定している。

*** : 四国内に限った計算値。実際の計算では30日間の全身被曝量を用いたのをこれを50年間にわたるため、約2倍した。又、長期の地面からの被曝を考慮すると、この値は大幅に増加する (本文3節参照)。

**** : 百万人レムにつき、ガン、遺伝被害が各100件という仮定で計算した。それぞれは同じ数値になるので、数字は1つだけ示している (ガンと遺伝被害の合計ではない)。尚、これには肺ガン、甲状腺ガンが含まれていない。

86. 国の安全審査の実態 —— 「想定適当事故」とは

安全審査において立地の適切さを判断する為に重大事故と仮想事故と想定することになっている。→引用4

安全評価に關する審査指針は→引用5

この解説→引用6

引用6を見る限り
炉心溶融などの
事故を想定しない
理由は、確率が小
さいからではなく、
便宜上 (何の便宜
の為かは明白) であ
るに過ぎないことが
わかる。

引用5: 施設の安全評価に關する審査指針

3.2 重大事故及び仮想事故

3.2.1 重大事故

前記2.2に基づき、上記3.1.2の解析結果を参考としてそれらの事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故をとり上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、格納容器内放出に係る事故及び格納容器外放出に係る事故をそれぞれ想定する。

3.2.2 仮想事故

前記2.2に基づき、重大事故としてとりあげられた事故について、より多くの放射性物質の放出量を想定した事故を想定する。

引用6: 左の解説

5 重大事故及び仮想事故の想定について

重大事故及び、仮想事故を想定する目的は、対象となる原子炉と、周辺の公衆との距離が適正に確保されていることを示すことである。最小限度必要とされる距離距離は、当該原子炉の基本的構造、出力その他の特性、並びに安全系を含む様々な安全上の対策等によって変化するべきものである。従って、重大、仮想事故の選定に当たっては、この趣旨が適切に考慮される必要がある。

たとえば、仮想事故の選定に当たって、炉心の核分裂生成物の多重防壁のすべてが、無条件に機能しないと仮定すると、距離距離は事実上原子炉出力のみで定まってしまうことになり、その他の重要な因子は無視されることになる。このような仮定は、最小限度必要とされる距離距離を判断すると言ふ見地からは、適切とは言えず、従って立地審査指針が必要の仮定として求めているものではない。

以上の見地から、現在の軽水型動力炉に関しては、その構造、特性並びに安全上の諸対策を考慮して、放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故の態様として、格納容器内放出と格納容器外放出の二種類を考え、それぞれについて、3.1.2の解析結果を参照して、周辺公衆との距離を評価する観点から技術的に見て合理的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することをもって重大事故とする。さらに重大事故としてとりあげられた事故について、これを超える放射性物質の放出を工学的な観点から仮想することをもって仮想事故とする。

引用4: 原子炉立地審査指針

1-2 基本的目標

万一の事故時にも、公衆の安全を確保し、かつ原子力開発の健全な発展をはかることを方針として、この指針によつて達成しようとする基本的目標は次の3つである。

a 敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的に最大と考えられる場合にも超えることがないことと想定される重大事故 (以下「重大事故」という。) の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。

b さらに、重大事故を超えるような技術的に見地からは超えるとは考えられない事故 (以下「仮想事故」という。) (例えば、重大事故を想定する際には効果を相殺した安全防護施設のうちいくつかの動作しないを仮想し、それに相当する放射性物質の放出を仮想するもの) の発生を仮定しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。

c なお、仮想事故の場合には、国民被曝線量に対する影響が十分に小さいこと。

この引用 4, 5, 6 に従うと、重大事故と仮想事故のちがいは外に出る RI の量のちがいであって、何ら安全防護設備の働きにちがいはない。これは、引用 4 (土地審査指針) 「重大事故も想定する場合には効果と期待した安全防護施設のうちのいくつかは動作しないと仮想し……」(仮想事故) にある仮想事故の定義にも明白に違反している。—— には工業的な事情がある。

→ 仮想事故の恣意性が明瞭

大した被害が出ない程度に RI 放出量を抑えているだけで、この科学的根拠があるわけではない。→ 本来の意味での「仮想事故」

→ オラスムッセンの確率的安全評価に期待がかかけられたが失敗した。
(政治的利用という面では十分な成功をおさめた)

§ 7. 「想定不適当事故」すれすれの事象

7-1. グラウンスフェリ 火災事故 (BWR)

1975/3/22

- 12:20 集中ケーブル室で火災発生
- 12:35 中央制御室に火災発生通報
- 12:40 様々な警報、互に矛盾
- 12:51 再循環ポンプ停止。原子炉運転不能。1号機手動でスクラム。
- 13:00 2号機スクラム。1号炉の全 ECCS 操作不能(ケーブル焼損の為)。
主蒸気隔離弁閉じてしまう。隔離時の冷却系がつかず(配管故障の為)。
…… 絶体絶命……
- この危機を救ったのは、制御棒駆動ポンプが働いていたことである
(これだけで炉心に溶融開始時間を2時間ほど引き伸ばすだけ)。
蒸気逃し弁が開けられた為、閉いて圧を下げ、復水プースタポンプを動かす。
- 18:00 ケーブル火災が拡大し、逃し弁操作不能(閉いろ)となる。
圧が上り、プースタポンプが動かなくなる。
- 19:00 主蒸気ライン・トレンバルフ修理成功。蒸気放出が可能になる。
→ 圧が下る。
- 21:30 故障中の4個の逃し弁修理成功。
…… 危機脱出……

幸運

1. 制御棒駆動ポンプが破局を救った唯一の装置であったが、これが生き残っていたのは、たまたま火災の場所とは別のところに回路があった為で、このような事故に備えての配慮の結果ではない。

2. 蒸気逃し弁 11 個の内 4 個が 13:00 に閉いてくれたこと。実際、火災の拡大で 18:00 には全部ためになっている。もし 13:00 の時点で逃し弁が全部閉かず、圧が下げられなかったら破局は必至であった。

7-2. TMI-2 事故

1979/3/28

4:00 2次系弁とじ。2次系完全 stop。1次系圧力急上昇。
1次系圧力止弁南(南まはるし)→極小破断 LOCA。

4:02 ECCS 作動

4:08 2次系補助給水バルブ南く。

5:15 1次系主ポンプBキャビテーション激しい為止める。

5:40 " " A " " " "

~7:00 燃料露出。Zr + 2H₂O 反応開始?

・ 以下は表 9 参照

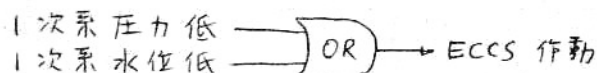
表 9 事故経過と各機器の状態。

時間	事 象	各 機 器 の 状 態	注 釈
3/28 午前4時	主給水停止。タービントリップ	圧力 出口 温度 kg/cm ² (入口) °C	空気作動弁への空気供給系統断による供断後放
3~6秒後	通し弁自動的に開く	159	通し弁開設定圧 159 kg/cm ²
9~12秒後	圧力高により原子炉停止	166	原子炉スクラム設定圧 166 kg/cm ²
12~15秒後	圧力下がるが通し弁閉じず		通し弁開設定圧 155 kg/cm ²
15秒後	出口温度ピークを形成	151 322	
30秒後	補助ポンプ作動しているが給水されず		2週間前の保守点検以来バルブが閉じたままであつたらしい
1分後	加圧器水位計急上昇始める		炉心部での蒸気発生やジルカロイ-水反応が始まる
2分後	ECCS 自動的に作動		作動設定圧 112.5 kg/cm ² 、高圧注入系 2 系統注水
4分後	加圧器水位計復元		加圧器水位計から判断、加圧器水位計は原子炉内水位を反映せず
4分30秒後	高圧注入系 1 系統手動で停止		
6分後	一次冷却水出口で飽和状態	96 307	補助建屋タンクへ排水
7分30秒後	格納容器サンプポンプ自動的に作動		制御室からの手動操作
8分後	補助給水系バルブ開く		加圧器水位計から判断
10分30秒後	残りの高圧注入系も手動で停止		
~11分後	加圧器水位計戻る		
11~12分後	高圧注入系手動で再開		
15分後	通し弁のラプチャーディスク破れる		通し弁からの一次冷却水格納容器内に放出
20~60分後	一次系飽和状態で安定	71 288	
1時間15分後	一次系ループBのポンプ停止		キャビテーションによるポンプ破損を防ぐため
~1時間30分後	圧力低下	49	キャビテーションによるポンプ破損を防ぐため
1時間40分後	一次系ループAのポンプ停止		自然循環による冷却不能
~2時間後	出口温度上昇、温度計破断	(65)	
~2.3時間後	SG(B)でのリーク観測、隔離		制御室からの手動操作
~2.3時間後	通し弁閉じる	49	
~3時間後	圧力上昇	148	
3時間後	通し弁開く		
3時間15分後	通し弁タンク内に 0.35 kg/cm ² の圧力スパイク		
3時間30分後	格納容器非常事態宣言		
3時間50分後	通し弁タンク内に 0.8 kg/cm ² の圧力スパイク	> 370	
5時間後	格納容器内圧 ~0.2 kg/cm ² の上昇	123 88	
~6時間後	格納容器内圧力上昇	148	
7時間30分後	通し弁閉じる		余熱除去系を作動させるための試み
~9時間後	格納容器内圧力低下	35	
10時間後	格納容器内 2 kg/cm ² の圧力スパイク		小規模水蒸気発生、格納容器破損の危機
13時間30分後	通し弁閉じる。ループAのポンプ作動再開	48 (65)	19 ton の NaOH 水スプレー
~16時間後	圧力上昇 SG(A)蒸気発生始まる	162 293 (204)	ポンプの破損は強制的な冷却への基
~3月29日	一次冷却水圧力温度低下	70 138	SG 除熱機能の回復
3月30日	化学・物理制御系より放射能放出圧力容器内気泡によるメルトダウンの可能性		3/28 25 km 先で放射能放出、ハリスバーグ空
3月31日	1000年非常事態宣言(8 km 以内の学校、病院、住宅、公衆の避難区域) 10 km 以内の住民屋内待機勧告、行政住民自主的避難開始。		港(3.2 km)、12 ミリメートル/時核出
4月1日	圧力容器内ガス抜き作業続けられる	70 138	タンクの加圧を防ぐため意図的に放出
4月2日	格納容器内水素再結合作業始まる		3/29 発電所内 20 ミリメートル/時核出
4日	原子炉の破状態、メルトダウンの危険性は 1.1 程度と発表	70 138	付近住宅地 7 ミリメートル/時核出
9日	用知事避難勧告解除		3/30 原子炉建屋上空(180 m)1.200 ミリメートル/時核出
14日	冷熱停止作業進行中	123	発電所内 20 ミリメートル/時核出
20日	一次冷却水温度 100°C 以下となる	94	3/31 ニューヨーク州(320 km)で放射能レベル上昇
			4/3 格納容器内 3 万レントゲン/時核出
			4/18 補助建屋より 1 のもれ続く
			冷却作業今後も継続

注(a) 2 系統トリ。
(b) この間温度計破断。
(c) 破断後も作動状態不明。
(d) 数字は内圧(kg/cm²)。

幸運

1. 圧力起し弁が動かなかったこと。ECCSの早期作動を促した。
2. ECCS作動条件の設計が



- となっていた。日本のすべてのPWR (WH社製)では、これはANDになっており、今回の事故が日本で起ればECCSは最後まで作動しない。
3. ECCSが作動しているにもかかわらず、主循環ポンプが動く設計になっていた。よって、1次系の強制循環が可能であったが、日本でこうなっているのは美浜 1, 2号炉だけ。
 4. キャビテーションによるポンプ破壊の危険があったにもかかわらず、Operatorは強引に運転しつづけたことにより、1次系の冷却が比較的よかったこと。
 5. 誤情報 (中性子カウンタ) を誤って判断し、ボロン注入とつづけたことにより、実際に迫っていたと思われる再臨界の危機をやりぬけたこと。

7-3. TMI-2 事故は想定不当事故

理由

1. 2次系完全 stop は想定不適当とされている。実際この事故に対処する安全防護設備はない。TMI-2が大事に至らなかったのは8分後に2次系の循環復帰ができたから。
2. Zrの酸化は 50%にも及んで、ECCSに要求されている上限値をはるかに上まわっている。
3. 大量の水素の発生に対処できる方策があらかじめ全くなかった。

4. 希ガス 総放出量 $4.5 \times 10^9 \text{ Ci}$ (当局発表 $1 \times 10^9 \text{ Ci}$)
(0.5 MeV 換算 $\sim 6 \times 10^6 \text{ Ci}$)

よう素 総放出量 $> 5 \times 10^3 \text{ Ci}$ (当局発表 14 Ci)

これらの値は日本の安全審査における仮想事故 (大破断 LOCA) の想定値 (伊方炉の場合、TMI-2 の約半分の出力)

希ガス $1.645 \times 10^5 \text{ Ci}$ (0.5 MeV 換算)
よう素 944 Ci

をはるかに上まわっている。