

技術文化論叢

No.3

東京工業大学技術構造分析講座



目次

深井 佑造	旧軍委託「二号研究」における臨界計算	1
山崎 正勝	理研の原子爆弾 一つの幻想 - 「完全燃焼」構想 -	25
小長谷 大介	Max Planck の熱輻射研究の方法的意味	33

資料紹介

山崎 正勝	東京第二陸軍造兵廠に対する仁科芳雄の報告	53
深井 佑造		
里見志朗		

博士論文梗概

高塚 秀治	鉄滓分析によるわが国前近代製鉄技術の研究	73
揚 艦	近代中国における物理学者集団の形成	85
姜 雄	植民地期朝鮮の工業化の技術指摘検討	95

修士論文梗概

岡田 大士	終戦直後の日本における大学改革の歴史的分析	105
詫間 直樹	日本のエレクトロニクス企業における基礎研究の意義	109
姜 波	パソコンOS における GUI 発展要因の分析	113

旧陸軍委託「二号研究」における臨界計算

深井佑造

1 はじめに

第二次大戦中に日本でウランによる中性子連鎖反応が組織的に研究されたのは、理化学研究所（以下、理研と呼ぶ）仁科芳雄研究室へ日本陸軍から委託された「二号研究」と、京都帝国大学荒勝文策教授研究室への日本海軍委託「F研究」の2件があった。「F研究」における臨界計算法開発の歴史については、先に、著者が「技術文化論叢」no.2に調査した結果を発表した¹。「F研究」の研究業績を記述した報告書や資料は、それが公開された論文ではなくても研究業績を理解するのに十分な内容を持っていた。しかし、「二号研究」での中性子連鎖反応の研究業績を学術的に理解するのに十分な記述のある資料は殆どない。表題に示された内容を窺い知る事の出来る資料は竹内証の戦時中のメモがある²。物理的・技術的な内容を正確に知る事の出来る資料ではないが、「技術文化論叢」no.2に掲載し³、更に検討を加えた「東京陸軍第二造兵廠に対する仁科芳雄の報告記録」⁴がある。これ等を参考にして、更に、かように不十分な情報を現在の原子炉初等理論等にて補って、「二号研究」における臨界性研究の全貌を出来る限り正確に描いて見せる事にする。

本論文では、第2章で竹内のメモに示されている数値の検討を通じて理研での中性子連鎖反応系での臨界量計算方法の筋道を明らかにし、第3章では、理研で考えていた連鎖反応系に近い体系についての現在入手可能な測定値を基にして、臨界量計算法の問題点を検討する。第4章以降で、「二号研究」で考えられていた爆弾の爆発機構の中性子物理的内容を具体的に推定する。

2 竹内のメモに示されている数値の検討（その1）

竹内メモには、具体的に定義を記述してはいないが、“U235”として²³⁵U濃度 $\epsilon\%$ 、“M_{gr}/lit H₂O”として1リットルの軽水に均質混合したU₃O₈の濃度、“N_H/N₂₃₈”：計算体系内の水素と²³⁸U原子核の比、“P”：1-p、pは²³⁸Uによる共鳴吸収を逃れる確率、“R”：体系の臨界半径cm、“V”：体系の臨界体積リットル、“X_{gr}”：各濃度を持ったUの質量Kg、“U”：X_{gr}のU量を得るために必要な天然ウランの量Kgの計算結果が表に示されている。又、“……H₂Oと、U₂₃₅を種々の%で含むU₃O₈で計算し、…”とあるので、燃料の形態は酸化ウラン（U₃O₈）であり、そして、「実際問題として日本ではD₂Oを何十リットルとは到底入手不能だらうから目標としてH₂Oを使用する予定であった」と記載しているので、竹内の計算体系は、軽水にU₃O₈を均質混合した炉心と考えてよい。又、体系は反射体を持たない球形である。反射体についての記述のないのは勿論の事、当時は反射

¹深井佑造；旧海軍委託「F研究」における臨界計算法の開発、技術文化論叢、no.2、p.27, 1999.

²竹内証；第10巻 物理学における戦争の投影、資料10-10、日本科学技術史体系、第16巻、p.446、日本科学史学会（1970）。

³山崎正勝、深井佑造；第二次大戦期における日本の核研究資料（1）、陸軍東京第二造兵廠に対する仁科芳雄の報告記録：1943年7月から1944年11月、技術文化論叢、no.2、p.45, 1999.

⁴山崎正勝、深井佑造、里見志朗；資料解説、東京第二陸軍造兵廠に対する仁科芳雄の報告記録：1943年7月から1944年11月、技術文化論叢、no.3、p.53, 2000.

体の効果に対する考えは無かったと考えてよい。当時の計算対象となる体系は、F.Perrin⁵, F.Adler等⁶や荒勝文策¹にしても、全て球形である。「計算してみて、水とウランの混合比に optimum の所があるのが判って喜んだり」とあるので、竹内の表の U_3O_8 濃度の数値は最適化された値であると考えられる。なお、竹内の 10% 濃縮度の U 濃度値にはミスプリント、又は書き移し時のミスと考えられる値があるので、“ $M_{gr}/litH_2O$ ” を与えている 350 に加えて、ここでの検討計算では 300 を追加する。

(1) “ N_H/N_{238} ” 値の検討

$\epsilon\%$ の濃縮度を持つ M_{gr} の U_3O_8 を $1000cm^3:1$ リットルの H_2O に均質混合する。従って、この均質系での U_3O_8 と H_2O の体積比 v_f, v_H は各々次のようになる。

$$v_f = \frac{M/\rho_f}{1000 + M/\rho_f}, \quad v_H = \frac{1000}{1000 + M/\rho_f} \quad (2-1)$$

ここで、 ρ_f は U_3O_8 の密度であり、竹内は $\rho_f = 4.2$ としている⁷。 N_H/N_{238} と N_H/N_{235} は正確には次のように書ける。

$$\frac{N_H}{N_{238}} = \frac{705\epsilon + 714(1 - \epsilon) + 128}{27(1 - \epsilon)(M/1000)} \quad (2-2)$$

$$\frac{N_H}{N_{235}} = \frac{705\epsilon + 714(1 - \epsilon) + 128}{27\epsilon(M/1000)} \quad (2-3)$$

所が、竹内は U_3O_8 の酸素の寄与を無視して N_H/N_{238} と N_H/N_{235} を求めた。

$$\frac{N_H}{N_{238}} = \frac{235\epsilon + 238(1 - \epsilon)}{9(1 - \epsilon)(M/1000)} \quad (2-4)$$

$$\frac{N_H}{N_{235}} = \frac{235\epsilon + 238(1 - \epsilon)}{9\epsilon(M/1000)} \quad (2-5)$$

ここでは、酸素の寄与を考慮した場合を case A、竹内の場合を case B とする。

表 1 N_H/N_{238} と N_H/N_{235} の計算値

U_{235} ε%	$\frac{M_{gr}}{litH_2O}$	N_H/N_{238}		竹内	N_H/N_{235}	
		caseA	caseB		caseA	caseB
100	40	∞	∞	∞	771.3	652.8
50	90	689.3	584.0	580	689.3	584.0
30	150	296.0	250.9	250	690.8	585.4
20	220	176.8	150.0	150	707.2	599.5
10	300*	115.4	97.82	98	1038.	880.4
10	350*	98.90	83.85	98	890.1	754.6
5	650	50.48	42.80	43	959.0	813.2
3	1000	32.14	27.25	27	1039.	881.1
2	1600	19.88	16.86	17	974.3	826.2

⁵F.Perrin; Calcul relatif aux conditions éventuelles de transmutation en chain de l'uranium, com. ren. , 208, 1394, 1573 (1939).

⁶F.Adler; Developpment dans le temps des reactions en chaines dans une masse uranifere, com. ren. , 209, 301(1939),

S.Flugge; Die Naturwiss., 27, 402(1939).

⁷竹内証; 山崎正勝教授に送られて来た 1998-2-13 付け手紙に添付されていた戦中のメモ.

(2) “P”、“R”、“V” 値の問題

共鳴吸収される割合“P”については、竹内は「… U238 に capture される probability P が問題。これは Perrin の data を用いる。一部外挿する。」と書いている。「Perrin の data」とは J. de Phys. Rad.⁸に発表されているデータの事で、この値によって“P”の値が内挿・外挿されて掲載されている事は既に著者は確認している⁹。

²³⁵U 濃縮度 ε%、M_{gr}/litH₂O の値、p:1-P の値及び核断面積を用いて竹内のメモ所載の方程式によって臨界半径 R を求めている。具体的な方法と問題点等については次章で検討する。竹内の表に与えられている“R”の数値を用いれば、体系の体積値“V”が得られる。これは問題ない。

(3) “X_{gr}”と“U” 値の検討

M_{gr} の U₃O₈ を 1000cm³ の H₂O に混合すれば、この体系の平均密度 <ρ> は

$$\langle \rho \rangle = \frac{M}{1000 + M/\rho_f} \quad (2-6)$$

になる。この<ρ>によって、X_{gr} = <ρ> × V と計算して X_{gr} が求められる。所が、竹内は(2-6)式<ρ>の代わりに、

$$\langle \rho \rangle = M_{gr}/litH_2O \quad (2-7)$$

の値を用いて計算している。これは体系が軽水のみであると考えている事に相当する。“X_{gr}”が得られれば、“U”は次式によって計算される。計算結果を表2に示す。

$$U = X_{gr} \times (\varepsilon\%/0.72\%) \quad (2-8)$$

表2 X_{gr}とUの計算値

U ²³⁵ ε%	M _{gr} litH ₂ O	<ρ>	X _{gr} Kg			U Kg		
			(2-6)式	(2-7)式	竹内	(2-6)式	(2-7)式	竹内
100	40	0.040	0.614	0.62	0.62	85.30	86.1	86
50	90	0.088	1.69	1.73	1.73	117.5	120.0	120
30	150	0.145	2.94	3.05	3.04	122.5	126.9	127
20	220	0.209	4.43	4.66	4.67	123.1	129.6	130
10	300*	0.280	10.3	11.1	11.1	143.5	153.8	152
10	350*	0.323	11.9	12.9	11.1	165.6	179.4	152
5	650	0.563	27.9	32.2	32.2	193.9	223.9	224
3	1000	0.808	71.0	87.9	87.9	295.8	366.3	367
2	1600	1.16	213.	294.	294	592.2	817.8	818

以上の結果をまとめ、表1と表2の値から次の事が分かる。

- (i) 10%濃縮度の U₃O₈ 濃度は 300の方が竹内の表の数値に一致するので、350の値はミスプリントか、書き移し時のミスと考えられる。表には*印を付けた。

⁸H. Halban, F. Joliot, L. Kowarski, F. Perrin; Mise en evidence d'une reaction en chaine au sein d'une masse uranifere, J. de Phys. Rad., 10, 428 (1939).

⁹前掲1の p.36, 表3参照。

(ii) N_H/N_{238} の値は、 U_3O_8 を H_2O に均質混合しているのであるから、(2-2) 式が正確であると考えられるが、酸素の寄与を無視した竹内の考えもあるので、ここでは、前者を標準として case A と呼び、同時に case B の場合も検討して見る事にする。前者の N_H/N_{238} 自体の値は後者よりも約 18% 増しになっている。

(iii) X_{gr} と U についても、竹内のように体系が軽水のみであるとして求める方法には抵抗がある。

なお、以降の議論では竹内の表から読み取れる「10%濃縮度の約 10Kg の U_3O_8 量」という値は、しばしば検討・計算の対象になる。

3 竹内のメモに示されている数値の検討 (その 2)

前章で検討を保留した臨界半径 “ R ” を求める計算法について検討する。竹内のメモには、臨界量の計算式を次のように示している。

$$\frac{\lambda}{3} \Delta v F + [n(\nu_0 - 1)S_a - \sum_i n_i S_{a_i}] v F = 0 \quad (3-1)$$

ここで、 λ は次式である。

$$1/\lambda = nS_{sc} + \sum_i n_i S_{sci} + n(\nu_0 - 1)S_a - \sum_i n_i S_{ai} \quad (3-2)$$

この時期の臨界計算は殆どの場合 F.Perrin が提示した方程式に従っている⁵。Perrin は中性子エネルギーを高速と熱組の 2 組に分けた次の式を考えている。

高速組：

$$\frac{\lambda_f}{3} \Delta v_f F + \nu_0 n S_a v_f F - n_H \sigma_H v_f F = 0 \quad (3-3)$$

熱組：

$$\frac{\lambda_t}{3} \Delta v F + p n_H \sigma_H v_f F - (n S_a + \sum_i n_i S_{a_i}) v F = 0 \quad (3-4)$$

下付き添字の f は高速組、下付き添字の t は熱組を示す。ここでは、高速エネルギー中性子による U の核分裂反応は無視出来る程小さいとする。これは軽水との均質混合体系では許される近似である。(3-3) 式の高速組では、熱中性子による U の核分裂反応により $\nu_0 n S_a (v F)$ の発生があり、水素により $n_H \sigma_H (v_f F)$ が減速により高速組から失われる。(3-4) 式の熱組では、高速組から減速で熱組へ入って来る中性子の内、共鳴吸収を逃れた割合 p だけの $p n_H \sigma_H (v_f F)$ が熱組に現れ、熱エネルギー中性子により体系内の全ての物質に吸収される分が失われる。

ここで、(3-3) 式に p を乗じ、(3-4) 式に加えると次式になる。

$$\frac{\lambda}{3} \Delta v F + [n(\nu_0 p - 1)S_a - \sum_i n_i S_{a_i}] v F = 0 \quad (3-5)$$

ここで、中性子の漏れの項を次のように置いた。

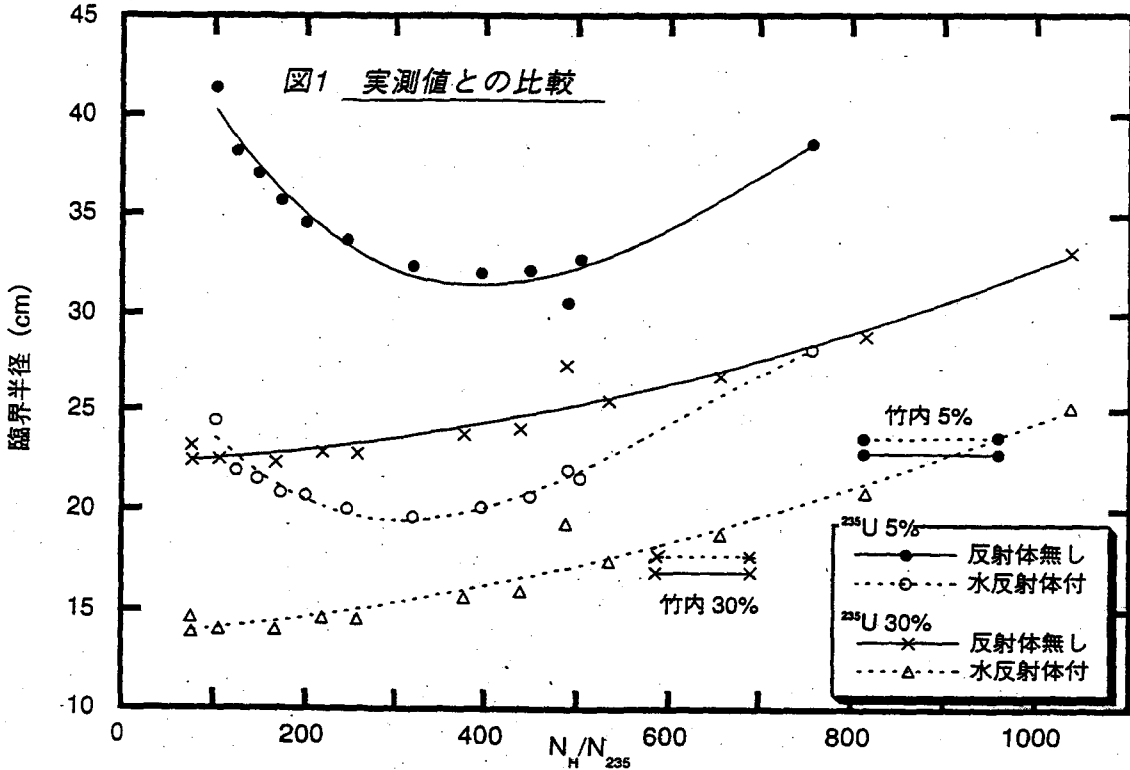
$$\frac{\lambda}{3} \Delta v F = \frac{\lambda_f}{3} p \Delta v_f F + \frac{\lambda_t}{3} \Delta v F \quad (3-6)$$

(3-5) 式を (3-1) 式と比較すると、第 2 項目の式の ν_0 が $\nu_0 p$ に代わっている。これは ^{238}U による共鳴吸収効果を考慮すれば、このような形になるのは妥当であるから、竹内の計算でも用いられたと

考えられる。又、(3-5)式と(3-6)式は、中性子数の平衡関係を正確に考慮している。もし、(3-2)式の λ が

$$\lambda = \lambda_t \left(1 + \frac{\lambda_f p \Delta v_f F}{\lambda_t \Delta v F} \right) \quad (3-7)$$

で計算出来る方法が提案されていれば問題はない。しかし、一般的には(3-7)式は解けない。(3-7)式右辺の第2項の比；即ち、高速組と熱組の中性子の漏れの割合を何等かの方法で近似すれば、この問題は解ける筈である。特に、軽水減速体系では熱組中性子吸収の効果が大きいので、高速組中性子の漏れ効果の評価は重要である。軽水減速体系の臨界性の計算で、1960年代に“改良1組近似法”と言われる計算法が用いられている¹⁰。所が、竹内の計算で用いられている(3-2)式を見ると、第1と2項は高速組の $1/\lambda_f$ であり、残りの項は(3-1)式の第2項の vF の係数であるから、この項は本質的に正でなければならない。従って、(3-2)式で表されている λ は λ_f よりも小さい。即ち、正確には高速組と熱組の中性子の漏れを両方とも考慮せねばならないのに、竹内の提案式は高速組の中性子の漏れすら少な目に見積もっている。これは同時に臨界半径値を過小評価；臨界性には楽観的評価になっている。



¹⁰例えば、Y.Fukai, A.Shimizu, S.Miyamoto; Calculations of Flux Distribution in a Boiling Water Reactor, Nucl. Sci. Eng., 6, 209(1959). の p.229 の (9) 式参照。

竹内のメモは数値計算に必要な詳細な情報を与えていない現状では、これ以上、このような道筋で検討を続ける事は無意味である。そこで、竹内の表の“R”値の妥当性の判断を実測値との比較で検討する。 U_3O_8 は水に溶けない。従って、 U_3O_8 を H_2O に均質混合した体系の実測値などは存在しない。竹内の計算体系に近い反射体無しの球形体系での実測値を探した。H.C.Paxton, N.L.Pruvostが編集した報告書に¹¹、 U_3O_8 と有機材に均質混合した体系と UO_2F_2 水溶液の実測値が発表されている。勿論、記載された生のデータは現在の原子炉初等理論を用いて、 U_3O_8 と H_2O の均質混合体系の値に補正する。その具体的方法を付録Aに述べた。付録Aの方法によって求めた濃縮度5%と30%の U_3O_8 と H_2O の均質体系の実測値と竹内の計算値との比較を図1に示した。図は N_H/N_{235} の関数として濃縮度5%の場合を●印、30%の場合を×印として示している。表1に示した2つの N_H/N_{235} 値の幅の範囲に竹内が計算した臨界半径があるとした。明らかに、竹内の計算は臨界半径値を過小評価：臨界性に対しては楽観的評価になっている。実測の臨界半径は低い濃縮度5%の場合には約2倍、30%の場合には約1.5倍になっている。濃縮度の高い程体系内での中性子吸収の割合が大きいのので、即ち、中性子漏れの効果は相対的に低下している、竹内の計算との比較に見るように、30%の場合の方が実測値との差は小さくなる。

この楽観値を竹内の資料から定量的に説明出来るかも知れないのは、 ν_0 と p 値である。 ν_0 値は、多分Perrinからと思われる³¹²を使用しているが、荒勝は2.5¹³、現在の知識から考えても2.5の方が妥当である。 p 値は、現在の原子炉初等理論では戦中・戦後の多くの実験値からfittingした式があつて、これを用いると竹内が採用したPerrinの値は過小評価である事が分かっている。修正は付録Aに述べている方法と同様な次式による。

$$\frac{\Delta R}{R} = -\frac{1}{2} \left[1 + \frac{1}{M^2} \left(\frac{R}{\pi} \right)^2 \right] \frac{\Delta(\nu_0 p)}{\nu_0 p} \quad (3-8)$$

この補正式による結果を図1に示した。濃縮度5%の場合で約4%、30%の場合で約5%増になるに過ぎず、この補正では実測値との差を説明する事は出来ない。

Paxton-Pruvostの報告書には、軽水反射体付きの臨界半径の実測値が収録されている。この値を図1に、濃縮度5%の実測値の場合を○印、30%の場合を△印として示した。反射体付きの値との比較では、5%の場合にはなお計算値と実測値との差があるが、30%の場合には略一致していると考えてよい。前に述べたように、竹内の計算法では、中性子の漏れの効果を過小評価して臨界性を楽観化した。反射体を連鎖反応系に用いる事は体系から中性子が漏れるのを体系へ戻すという効果があるから、実効的には中性子の漏れを減少させるという効果を持つ。従って、竹内の計算結果について、濃縮度5%の場合よりも30%の場合の方が実測と一致する事は理解出来る。

東京第二陸軍造兵廠に対する仁科芳雄の報告記録には¹⁴、仁科は「動力的ニ徐々ニ行ハザル場合ニ於テハ……エネルギー発生セシムルニハ徐々ニ行ハシムルガ良シト思ハル、即チ、反応ノ為発熱ヲ伴ヒ、従ッテ、ウランノ濃度ヲ低下スルコトナル、濃度薄クナレバ反応ガ止マル迄ニナルノデハナイカ。然ル場合、温度低クナリ再ビ濃度ヲ増ス関係上、反応行ハル」と言っている。これが理研で描いた原子炉の特性である。即ち、炉は制御棒で出力制御するのではなく、臨界性ぎりぎりのウラン濃度で出力自己制御するwater boiler型である。そして、後に述べる事になるが、その臨界特性は竹内の結果の内、濃縮度10%の場合の値を持つ体系と考えている。

¹¹H.C.Paxton, N.L.Pruvost; *Critical Dimensions Systems Containing ²³⁵U, ²³⁹Pu, and ²³³U, 1986 Revision*, La-10860-MS, UC-46, July 1987. この報告書は米国のORNLや英国のDounreay Experimental Reactor Establishment等で1960~1960年の間で実施された測定値を収集・編集した資料である。実験・測定した原論文は日本では入手出来ない。

¹²前掲5.

¹³前掲1.p.33, 表2.

¹⁴前掲3.

現在、反射体の無い連鎖反応体系は現実には考えられない。日本の戦前の論文や戦中の資料には、反射体を連鎖反応体系に設けたという事実は全く見当たられない。しかし、戦前に発表された理研の研究者も読んだと思う H.L.Anderson らの有名な論文には¹⁵、実験体系として連鎖反応部の外周には軽水が満たされている。S.Weart の論文¹⁶の連鎖反応研究の歴史には、研究の進展中のある時期では反射体付き連鎖反応体系を採用していたという事実を述べている。日本でも開発研究が更に進展すれば、反射体付き連鎖反応体系を考えるようになったであろうと主張するのは合理的であると思う。戦後、日本は「二号研究」の均質軽水減速炉と似たような water boiler 型研究用原子炉を米国から輸入して運転した。

表 3 竹内の計算結果と JRR-1 の特性の比較

項目	竹内の計算結果		JRR-1 の特性
濃縮度	%	10 20	20
燃料形態		U_3O_8	UO_2SO_4
臨界量	Kg	11.1 4.67	5.85
U 濃度	gr/lit	300 220	240
装荷量	Kg	— —	6.48
反射体		軽水?	黒鉛

日本原子力研究所東海研で 1956 年 8 月に建設を開始した JRR-1 で 1957 年 8 月 27 日、日本で初めて連鎖反応が起った。竹内の値との比較を表 3 に示した。以降の議論では、竹内の計算結果は反射体付き連鎖反応体系での値であるとするの合理的と考える事にする。

4 「二号研究」で開発予定であった爆弾は核爆発を起こすか？

4.1 「二号研究」爆弾を考察するための基礎知識

戦後、「二号研究」を委託した陸軍航空本部安田本部長は、爆弾の開発目標爆発力について、「…得られるエネルギーは黄色薬約 18000 トンの爆発により発生するエネルギーに相当す」と述べている¹⁷。黄色火薬はピクリン酸を主体とする爆薬で TNT の 1.11 倍の爆発熱を生ずるので¹⁸、「二号研究」での開発爆弾は、

$$TNT \text{ 換算で } 20kton \quad (4-1)$$

を目標にしていたと考えられる。広島に投下された爆弾は約 15kton、長崎投下の爆弾は約 22kton の爆発力¹⁹、これらと同程度の規模を想定していた事が分かる。又、J.C.Mark は Pu 爆弾の正規の爆発力は 20kton であると述べている²⁰。核分裂爆弾は色々な制約があるので、最高限界の爆発力は 25kton であるという。

一般に、化学爆薬による爆弾では、点火した爆薬は出来る限り急速に化学反応が促進され、弾頭の爆薬を収納した容器の破壊限界まで化学エネルギーを集積させ、容器の破壊と同時に集積した化学

¹⁵H.L.Anderson, E.Fermi, L.Szilard; Neutron Production and Absorption in Uranium, Phys. Rev., 56,284(1939).

¹⁶S.Weart; Secrecy, Simultaneous Discovery, and the Theory of Nuclear Reactor, Am.J.Phys., 45,1049(1977).

¹⁷安田武雄; 日本における原子爆弾製造に関する研究の回顧, 原子力工業, 第 1 巻, 第 4 号, p.44, 1955 年 7 月号。陸軍航空本部鈴木辰三郎技術部長の手記による。

¹⁸日本化学会編; 化学便覧、応用化学編 II、材料編、p.1459、丸善、平成 2 年。

¹⁹R.Serber; the Los Alamos Primer, Univ.of Calif. Press(1992)

²⁰J.C.Mark; Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium, Science & Global Security, 4, 'p.111(1993). Mark は 1947 年 Los Alamos 研究所に入所し、理論部に属し、Project Y にも参加している。1972 年に理論部長を最後に MIT に移った。

エネルギーが一気に解放される。これが、爆弾の破壊力になる。これから、必要な物理的主条件は、(i) 反応の急速性、(ii) 多量のエネルギーの集積性である事が分かる。これは核爆弾の場合にも共通する条件である。連鎖反応では中性子を媒介として繰り返される U や Pu の核分裂反応の持続により多量のエネルギーが発生する。ここでは、中性子が U や Pu を核分裂させ、核分裂により発生した中性子が再び U や Pu を核分裂させ…という継続的な繰り返し反応が起こる。初めの中性子が次の中性子を発生させるまでの時間を中性子サイクル時間、または、中性子寿命： ℓ と言う。初めの中性子が U や Pu を核分裂させ、中性子の数を増加させる割合を余剰反応度： Δk で表す。即ち、 Δk は 1 サイクル毎に中性子数を増加させる割合で、 Δk 値が高い程、サイクル毎の核分裂反応が多く起り、中性子数はネズミ算的に急速に増加する事になる。そこで、(i) 反応の急速性の点からは、連鎖反応系の ℓ は短い方がよく、(ii) 多量のエネルギーの集積性の点からは、 Δk は高い方がよい。この Δk 値が爆発力の原動力になっている事が理解出来るであろう。

連鎖反応系での核分裂エネルギーの増加は定量的に次のような計算で得られる。ある時刻 t での中性子数を n とし、その時の余剰反応度を $\Delta k(t)$ で表すと、体系の中性子数の時間変化はサイクル時間 ℓ 毎の $\Delta k(t)n$ で与えられる。

$$dn/dt = \Delta k(t)n/\ell \quad (4-2)$$

中性子数だけ核分裂反応が起こると考えてよいので、連鎖反応系での fission 数 $F(t)$ は (4-2) 式を積分する事で得られる。

$$F(t) = \exp(K(t)) \quad (4-3)$$

上の式での $K(t)$ は次の式で表される。

$$K(t) = \frac{1}{\ell} \int_0^t \Delta k(t') dt' \quad (4-4)$$

ここで、 $t=0$ で、 $F(0) = 1$ とおいた。核爆弾、特に、 Pu 爆弾では体系が臨界になる時刻と連鎖反応が開始する時刻とは必ずしも一致しない。しかし、ここでは予め体系内に一定の強度を持つ中性子源が設置されているとする。

$$t = 0 : \Delta k(0) = 0 \quad (4-5)$$

ここでは、これを初期条件とする。更に、 ^{235}U の遅発中性子の内、一番早く発生する遅発中性子の半減期は 0.23 秒であるから、核爆発のような早い反応では、このような遅発中性子の効果は無視出来る。

^{235}U の 1 fission で発生するエネルギーは $200MeV = 7.64 \times 10^{-15} Kcal$ (Pu の場合も略同じである) で、 ^{235}U の消費する割合は 1 fission 当たり $3.91 \times 10^{-22} gr$ 。発生エネルギーの TNT 換算では、900Kcal/KgTNT の値を用いる。(4-3) 式によって、一般に K 値を与えると、Kcal で表示される発生エネルギー： C 、消費される核分裂性物質質量： U 、TNT 換算値： TNT が計算される。

この論文で問題になる K の 34~57 の範囲の値について次頁の表 4 に掲載した。参考として、表に“Mark による”と示した comment では Mark が定義した Pu 爆弾の爆発力に対する発生エネルギー値と反応が起こってから予想される Pu 爆弾内部の状態を説明している。 Pu 爆薬量を 10Kg と想定して、 K が 35 の時には爆薬の温度は $30^\circ C$ しか上昇しない。42 で Pu が蒸発して爆薬内部はメガバール (100 万気圧) になるが、弾頭は未だ破壊しない。そして、45 が爆発の最低点になるが、超臨界状態は続きエネルギーは発生し続ける。不発弾 (fizzle) となってしまう原子爆弾としての最低限度は TNT 換算値で、0.5kton ($K =$ 約 52) と考え、正規の爆発力は 20kton ($K =$ 約 56) と定義して

いる。又、アンダーラインで示したエネルギー値は Borax-I による破壊実験で発生した核分裂エネルギー値である。

表4 K 値による F、C、U、TNT の値

K	F	C Kcal	U gr	TNT ton	comment
34	$5.83 \times 10^{+14}$	4.46	2.28×10^{-7}	4.95×10^{-6}	
35	$1.59 \times 10^{+15}$	$1.21 \times 10^{+1}$	6.19×10^{-7}	1.35×10^{-5}	30 °C 上昇 {
36	$4.31 \times 10^{+15}$	$3.29 \times 10^{+1}$	1.68×10^{-6}	3.66×10^{-5}	↑
37	$1.17 \times 10^{+16}$	$8.95 \times 10^{+1}$	4.58×10^{-6}	9.94×10^{-5}	↑
38	$3.19 \times 10^{+16}$	$2.43 \times 10^{+2}$	1.24×10^{-5}	2.70×10^{-4}	↑
39	$8.66 \times 10^{+16}$	$6.61 \times 10^{+2}$	3.38×10^{-5}	7.35×10^{-4}	↑
40	$2.35 \times 10^{+17}$	$1.80 \times 10^{+3}$	9.19×10^{-5}	2.00×10^{-3}	↑
41	$6.40 \times 10^{+17}$	$4.89 \times 10^{+3}$	2.50×10^{-4}	5.43×10^{-3}	↑
42	$1.74 \times 10^{+18}$	$1.33 \times 10^{+4}$	6.79×10^{-4}	1.48×10^{-2}	メガバール発生
43	$4.73 \times 10^{+18}$	<u>$3.61 \times 10^{+4}$</u>	1.85×10^{-3}	4.01×10^{-2}	↑
44	$1.29 \times 10^{+19}$	$9.82 \times 10^{+4}$	5.02×10^{-3}	1.09×10^{-1}	↑
45	$3.49 \times 10^{+19}$	$2.67 \times 10^{+5}$	1.36×10^{-2}	2.97×10^{-1}	最低限度
46	$9.50 \times 10^{+19}$	$7.26 \times 10^{+5}$	3.71×10^{-2}	8.06×10^{-1}	↑
47	$2.58 \times 10^{+20}$	$1.97 \times 10^{+6}$	1.01×10^{-1}	2.19	↑
48	$7.02 \times 10^{+20}$	$5.36 \times 10^{+6}$	2.74×10^{-1}	5.96	↑
49	$1.91 \times 10^{+21}$	$1.46 \times 10^{+7}$	7.45×10^{-1}	$1.62 \times 10^{+1}$	↑
50	$5.18 \times 10^{+21}$	$3.96 \times 10^{+7}$	2.03	$4.40 \times 10^{+1}$	↑
51	$1.41 \times 10^{+22}$	$1.08 \times 10^{+8}$	5.50	$1.20 \times 10^{+2}$	↑
52	$3.83 \times 10^{+22}$	$2.93 \times 10^{+8}$	$1.50 \times 10^{+1}$	$3.25 \times 10^{+2}$	不発弾状態
53	$1.04 \times 10^{+23}$	$7.96 \times 10^{+8}$	$4.07 \times 10^{+1}$	$8.84 \times 10^{+2}$	↑
54	$2.83 \times 10^{+23}$	$2.16 \times 10^{+9}$	$1.11 \times 10^{+2}$	$2.40 \times 10^{+3}$	↑
55	$7.69 \times 10^{+23}$	$5.88 \times 10^{+9}$	$3.01 \times 10^{+2}$	$6.53 \times 10^{+3}$	↑
56	$2.09 \times 10^{+24}$	$1.60 \times 10^{+10}$	$8.17 \times 10^{+2}$	$1.78 \times 10^{+4}$	正規の爆発
57	$5.69 \times 10^{+24}$	$4.34 \times 10^{+10}$	$2.22 \times 10^{+3}$	$4.83 \times 10^{+4}$	↑

Mark による

アンダーラインの値は Borax-I 破壊実験時のエネルギー

4.2 資料から読み取れる「二号研究」開発爆弾の問題

前節冒頭の開発目標を述べた安田の文の前段には²¹、「原子核分裂によるエネルギーを利用する為には1回分として最小限 U_{235} を10%に濃縮せるウラニウム約10Kgを必要とす」とあり、「東京第二陸軍造兵廠に対する仁科芳雄の報告記録」にも開発対象にした核爆薬の特性として「 U_{235} ヲ10%含有シテイルモノガ10K位必要デアルクトハ計算カラ出タ」と述べている。これらの資料から「二号研究」で開発の対象になった核爆薬の仕様を次のように設定する事にする。

$$10\%^{235}U \text{ 濃縮度、} U_3O_8 11Kg、\text{ 臨界半径 } R_c = 20.7cm \quad (4-6)$$

これは竹内の表に示された10%濃縮度の数値に相当しているが、前章で検討したように、これらの数値は軽水反射体を持った場合で実際に近い結果を与えるので、ここでは、この前提条件の下で検討

²¹前掲 17.

を加えている点を注意しておきたい。

「仁科芳雄の報告記録」には「爆弾トスル場合過剰ノ 10Kg ヲ損失スルコトトナル關係上」とあるので、弾頭への爆薬の装填量について、次のように考える²²。

$$\text{装填量} = 2 \text{倍} \times (\text{臨界量}) \quad (4-7)$$

「二号研究」の爆弾の爆発力を検討するのに、上記の装填量に対する情報は有用である。一般に、核分裂爆弾では装填量が臨界量に対して、どの程度多くすべきかという問題は重要である。即ち、爆発力を強大にするためには、なるべく装填量を大きくすべきであるが、一方では、臨界量を超えて非常に大きくする事は予期しない場面での連鎖反応の惹起を招く事になる。Los Alamos Primer では 2 倍を設定している²³。Mark は 1945 年 7 月の Trinity 核実験の結果を参照にして、無反射体の臨界量の半分程が装填量になると述べ、自己の論文では Pu 爆弾の装填量を 10Kg として検討を進めている²⁴。これらの戦中・戦後の米国の情報等から、「二号研究」でも (4-7) 式が設定されていたという事は驚くべき事実である。

更に、「仁科芳雄の報告記録」には「爆発威力大ナル成分温度トナス為ニハ 1/20 乃至 1/30 秒の時間」を要す、という記述がある。これも興味ある情報で、この「二号研究」では爆弾が連鎖反応を続けている時間が、

$$1/20 \sim 1/30 \text{ 秒} \quad (4-8)$$

であると考えていた事が分かる。

(4-6) 式と (4-7) 式に与えられた情報によって、竹内が示した表 1 の値について、case A と case B の最高の余剰反応度 Δk_{max} を求める。初等原子炉理論を用いると、臨界条件は

$$k_{\infty} = 1 + M^2 B_c^2 \quad (4-9)$$

ここで、 B_c は臨界半径 R_c によるバックリングで、球形体系では $B_c = \pi/R_c$ である。前章に述べたように、竹内が計算した結果の R_c は楽観的であるから、初等原子炉理論を用いた k_{∞} の計算値と竹内の R_c を用いた (4-9) 式の k_{∞} 値とは一致しない。以降の計算では、初等原子炉理論の諸式を用いるため、この不一致を (4-9) 式が成立するように初等原子炉理論による k_{∞} 値に補正因子を乗ずる事にする。(4-7) 式によって、爆弾のバックリング B は

$$R = 1.26 R_c \quad (4-10)$$

の半径になり、 $B = \pi/R$ である。そこで、初等原子炉理論により、

$$\Delta k_{max} = \frac{k_{\infty}}{1 + M^2 B^2} - 1 \quad (4-11)$$

と与えられるので、(4-9) 式と (4-10) 式によって (4-11) 式は次のようになる。

$$\Delta k_{max} = \frac{0.37 M^2 B_c^2}{1 + 0.63 M^2 B_c^2} \quad (4-12)$$

(4-12) 式により竹内が計算した例の Δk_{max} 値は次頁の表 5 のようになる。

²²前掲 3 又は 4。

²³前掲 19。

²⁴前掲 20。高速中性子による臨界量 (dry critical と呼ぶ) について、²³⁹Pu は無反射体で 16.22Kg、反射体付きで 5.73Kg、無反射体の半分は反射体付きの 1.4 倍、²³⁵U は無反射体で 48.8Kg、反射体付きで 16.28Kg、無反射体の半分は反射体付きの 1.5 倍になっている。更に、Mark は ²³⁹Pu の装填量を 10Kg としているので、これは反射体付きの量の約 2 倍である。

次に重要な問題は(4-4)式のサイクル時間 ℓ 値である。この式を見ると、この値が2倍変わると K 値は1/2になり、表4に見るように fission 数の桁が変わって来る。pulsed neutron experiment で、0.7~5.6 リットルの軽水に 14MeV の中性子を打ち込むと、その中性子が吸収されて消滅する迄の時間は、23 °C で $206 \pm 6 \mu \text{sec}$. であった。この値は高速中性子が減速する時間と熱中性子が吸収される迄の時間の和である。減速時間は μsec . 程度であるから、これを核分裂で発生する中性子について適用しても差し支えない。一方、純水の吸収断面積は $2.226 \times 10^{-12} \text{cm}^{-1}$ で、この消滅する迄の時間は純水のこの吸収断面積に相当した時間と考えられる。連鎖反応体系では U による吸収で中性子の寿命が尽きるので、純水の吸収断面積よりは体系の持つ大きい吸収断面積によってサイクル時間 ℓ 値が決定される。竹内が計算した例に対する ℓ 値も表5に示した。表5のサイクル時間の値の妥当性を確認するために、数十基の実際に運転された軽水減速炉の中性子寿命の値を調査した。その幾つかの例を付録BのB-1章に示した。これらにより、表5のサイクル時間の値が妥当である事が確認された。

表5 竹内の例の Δk_{max} とサイクル時間 ℓ 値

濃縮度 ϵ %	$Mgr/1litH_2O$		Δk_{max}		サイクル時間 ℓ 10^{-4} 秒	
	case A	case B	case A	case B	case A	case B
100	40	47	0.269	0.268	0.600	0.532
50	90	106	0.249	0.247	0.558	0.494
30	150	177	0.243	0.242	0.565	0.502
20	220	260	0.238	0.237	0.581	0.518
10	300	354	0.191	0.190	0.764	0.692
10	350	413	0.190	0.189	0.696	0.627
5	650	767	0.166	0.165	0.761	0.696
3	1000	1179	0.125	0.124	0.835	0.771
2	1600	1887	0.0825	0.0820	0.858	0.799

この表に case B について、異なった " $Mgr/1litH_2O$ " の値があるのは、酸素の原子量を無視した竹内の表の値に一致した " N_H/N_{238} " の値を尊重して、酸素を原子量に考慮した場合の $U_3O_8 - H_2O$ 系に正確に適用出来るように、その " $Mgr/1litH_2O$ " 値を調節した結果である。

(4-8) 式の爆弾としての反応の継続する時間は、一般に高速中性子による原子爆弾で予想されている 10^{-6} 秒に比べると極端に長い。これが「二号研究」で考えられた熱中性子による爆発現象のためであるとすると、この爆弾は原子炉の暴走・破壊の際の反応と似ているのではないかという予想に従って、米国で実施された Borax 等の暴走・破壊実験の結果を分析して、「二号研究」で予測される結果と比較・検討した。米国の暴走・破壊実験の結果の概要を付録BのB-2章にまとめた。これらの結果を分析すると、原子炉の暴走・破壊の現象とは、先ず、(a) 炉心への急速な反応度付加がある。Borax I で $0.165 \Delta k/s$ である。(b) この反応度付加によって熱出力が急速に増加し、燃料温度も上昇し、除熱機構が働く前に燃料が溶解した。(c) この状態が炉心全体に広がり、炉心が完全に破壊された。(d) この際、溶解した高温燃料が減速材の軽水に触れて、金属-水の化学反応を含めた水蒸気爆発が生じた。(e) ここで、連鎖反応は停止した。発生した核エネルギーは 140MWs 程度であり、金属-水の化学反応エネルギーを含めて、原子炉容器内の圧力は最高 700Kg/cm^2 程度になる。(f) 原子炉容器は Borax I の容器のみが破裂し、他の場合は変形したのみであった。この現象を基にして、「二号研究」爆弾の問題を考えてみる。この弾頭は均質連鎖反応系であるから、原子炉の暴走・破壊の場合とは異なり炉心構造の破壊による反応の停止という事はない。Borax I の暴走試験と同じ時期に、軽水減速均質炉の試験も実施された。この試験の結果は非均質炉 Borax I よりも安定で破壊に至

らない事が確認されている。それは炉心が外部の冷却系と接続していて、熱出力急増に応じて均質混合燃料体が膨張して、その一部が炉心から冷却系を通して炉心外部に逸出し、炉心の反応度が低下して連鎖反応を抑えた結果による。しかし、「二号研究」爆弾では外部に均質混合燃料体は逸出しないように作られる筈である。即ち、暴走・破壊試験の(f)の結果を参考にすると、核爆薬を装填した容器の健全性は内部の核分裂反応による圧力にかなりの程度まで耐える事が出来て、しかも、Borax Iと異なり均質反応系のために核分裂反応自体が炉心の構造的破壊により停止する事もないであろう。これは「二号研究」爆弾が核爆発をする可能性がある事を示している。

Mark の論文に見られるように、 $\Delta k(t)$ の時間変化を線形と仮定し、(4-5) 式と $t = t_0$ で $\Delta k(t_0) = \Delta k_{max}$ という境界条件を用いると、 $\Delta k(t)$ は

$$\Delta k(t) = \Delta k_{max}(t/t_0) \quad (4-13)$$

になる。この式を(4-4)式に用いて積分をすると、次の $K(t_0)$ が得られる。

$$K(t_0) = \frac{\Delta k_{max} t_0}{2} \ell \quad (4-14)$$

表5に示した竹内の濃縮度 10% の 4case について、(4-1) 式の開発目標を満足するような t_0 を(4-14)式によって計算すると、表6のようになる。この表の t_0 の値は「仁科芳雄の報告記録」に書かれている爆弾の反応時間：1/20～1/30 秒を満足している。当時の核物理関係の研究者は“連鎖反応は爆発的に起こるものである”と考えていたという事実を、著者は指摘しておいた²⁵。理研では熱中性子による核爆発も反応時間が適当の長さで維持出来れば実現すると考えていたものと思われる。

表6 「二号研究」爆弾の開発目標を満足する t_0 値

	case A		case B	
$M_{gr}/lit H_2O$	300	350	354	413
爆発力 kton	22.04	19.89	20.10	20.05
t_0 秒	1/22.25	1/24.30	1/24.43	1/26.78

しかし、理研が開発を目指した核爆弾に対する上記の考え方には、“物理的に重大な見落とし”があった。それは、表4の消費する核分裂性物質質量：“U”の欄を見ると爆発力が 20Kton に近くなると、かなりの量の消費があるので、この消費量が $\Delta k(t)$ 値に影響を与えるという点に気が付いていなかった。

4.3 消費する U 量を考慮に入れた $\Delta k(t)$ の計算

この問題を論ずる前に、核爆弾の特性を検討する際の前提条件である反応度付加の速度について考える。これは“どのようにして核弾頭を急速に超臨界の状態にするか”という具体的な方法の提案である。Markによると、Pu爆弾では核弾頭の周囲に装填した火薬の爆発で発生した衝撃波を、予め密度を低めにした核爆薬の中心に向けて集中して核爆薬を高密度化する事で超臨界の状態にする。つまり爆縮である。この時、5km/sの衝撃波が核弾頭中心に達する時間は 10^{-5} 秒で、核弾頭の Δk_{max} は 1.7 であるから、反応度付加率は $1.7 \times 10^{+5} \Delta k/s$ になる。U爆弾の場合には爆縮法の必要はなく、砲弾型の反応度付加になる。この際の砲弾の速度は 0.3km/s であるという。更に、 Δk_{max} は 1.3 であるから、反応度付加率は $7.8 \times 10^{+3} \Delta k/s$ になる。かようにして、核爆弾を開発するため

²⁵ 深井佑造；原子力開発史：中性子連鎖反応実現への過かな道、日本原子力学会誌、39,546(1997)。戦時中で原子爆弾は高速中性子による事を指摘したのは、「伏見語録 77 才二四三五六七七」に述べている伏見康治、Smyth 報告書 2.1 節には米國海軍の関係者との会議で、E.Fermi が同様の事を述べたと書いている。

には具体的な反応度付加の方法の提案が本来あるべきである。しかし、「二号研究」に関しては、これに関する資料や情報は皆無である。これは「二号研究」では、こうした問題を検討する段階にまで至っていなかったとも考えられる。今後、調査が進展して新しい資料や情報が得られた時期に詳細な検討をすべきであるが、ここでは、やむを得ず反応度付加率をパラメータとして「二号研究」の爆発特性を検討する。

考えられる上限として、反応度付加率を砲弾型と同じである $7.8 \times 10^{+3} \Delta k/s$ と設定するのは合理的な取扱いであろう。そして、その値以下の幾つかの反応度付加率を設定する。消費する U 量を考慮に入れた具体的は計算方法を付録Cに示した。前節と同様に、表5の濃縮度10%の場合についての計算結果を表7に掲げた。

表7 消費する U 量を考慮に入れた濃縮度10%の計算結果

$\Delta k_{\text{付加率}}$ $\Delta k/s$	反応継続 時間 秒	最終 ϵ %	最高 Δk	その時間 秒	爆発力 TNT ton
		case A $M_{gr}/litH_2O = 300$			
$7.8 \times 10^{+3}$	0.022	9.16	0.191	2.43×10^{-5}	120
9.5	0.031	8.52	0.191	0.024	96.2
7.6	0.033	8.68	0.191	0.027	103
5.7	0.037	8.88	0.191	0.033	111
* 3.8	0.045	9.11	0.161	0.042	106
2.85	0.051	9.28	0.141	0.048	94.8
1.9	0.062	9.47	0.117	0.058	80.7
		case B $M_{gr}/litH_2O = 354$			
$7.8 \times 10^{+3}$	0.020	9.23	0.190	2.43×10^{-5}	118
9.5	0.029	8.60	0.190	0.023	96.9
7.6	0.031	8.77	0.190	0.025	103
5.7	0.035	8.98	0.184	0.033	109
3.8	0.043	9.17	0.154	0.040	98.6
2.85	0.049	9.34	0.134	0.045	87.9
1.9	0.060	9.50	0.111	0.055	74.6

表7で*印を付けた場合について、時間の経過と共に変化をする濃縮度 ϵ %と Δk の様子を説明する。 Δk の値が0以下になるまでの時間が“反応継続時間”、 ϵ は10%から始まって ^{235}U の消費が0.04秒付近で顕著になり濃縮度は最終的に9.11%に落ち込む。同じ時刻頃に Δk の値は最高値を示し、以降は急激に低下している。重要な点は、反応度付加率が広範囲に変化しても爆発力は最大でも120~80tonを超える事はなく、表6の結果とは様変わりの数値になった。即ち、目標爆発力：広島・長崎投下の原子爆弾の200~300分の1にしかならない。竹内の計算によると、臨界時の体積は37リットル、装填量で74リットルで、この全体が水であると仮定すると、全部が蒸発する熱量は46000Kcalになり、略 $K = 43$ に相当する。そして、反応が停止する $K = 51$ までのエネルギーで弾頭内部に圧力が発生する。 $K = 51$ は Mark が設定した核爆発の不発弾状態以下である。即ち、内部圧力によって弾頭が破壊されれば、その時点で連鎖反応は停止し期待される爆発力は100ton以下になる。弾頭が強い機械的強度を持っていて破壊しなければ、100tonのエネルギーを抱えたまま連鎖反応は自然に停止し、爆発する事もない。原子爆弾投下についての米軍の資料によると²⁶、長崎へ

²⁶Headquarter Twentieth Air Force, APO 234, 奥住喜重、工藤洋三、桂哲男訳；米軍資料、原爆投下報告書、東方出版(1993年9月)。

の Pu 爆弾投下のための事前訓練用として日本の各地に落とした通常化学爆薬のパンキン弾ですら 4.5ton の爆発力を持っていた。当時の通常化学爆発の最高値は 10ton と言われているので、10 倍程度の爆発力は期待できたかもしれない。何れにせよ、「仁科芳雄の報告記録」にある「二号研究」で開発されたであろう核爆弾は失敗であったと、この計算によって結論されると著者は思っている。

4.4 高速中性子による核爆弾との物理的相違

高速中性子による原子爆弾でも爆薬の ^{235}U は同じように消費する筈である。 ^{235}U の消費がなければ、20Kton もの爆発力は発生しない。何故、高速中性子と熱中性子とで異なるのか？、という物理的説明が必要であろう。

ここで、利用する中性子のエネルギーに関係なく 2 成分の弾頭内構成を考える。一つは核爆薬で添え字を f 、核爆薬でない他の成分を o で表すと、一般的に、余剰反応度は次式：

$$\Delta k = \frac{\nu N_f \sigma_f^f}{N_f \sigma_a^f + N_o \sigma_a^o} (1 - L) - 1 \quad (4-15)$$

で示される。この式は (4-11) 式と全く等価である。ここで、断面積の下付き添え字の f は核分裂、 a は吸収を示す。 N は原子核の数で、 L は中性子の漏れの割合で $(1 - L)$ は漏れない割合になり、これは (4-11) 式第 1 項分母の逆数と等価である。弾頭内構成での他の成分は、熱中性子の場合：「二号研究」核爆弾では減速材である軽水である。高速中性子による原子爆弾では、核爆薬以外の成分は無いとも考えられるが、一般論として考慮する。実際には、例えば、 U 爆弾では構造材、 Pu 爆弾では添加された Ga^{27} 等が考えられる。

連鎖反応が起これば、発生した中性子によって各成分の原子核の数は中性子を吸収して、核分裂を含む核変換を受けて減少する。その時間変化の割合は

$$dn/dt = -\sigma_a N n v \quad (4-16)$$

である。ここで、 n は弾頭内の中性子数、中性子速度は v である。これを解いて、(4-15) 式に代入すれば次の式になる。

$$\Delta k(t) = \frac{\nu N_{f_0} \sigma_f^f (1 - L)}{N_{f_0} \sigma_a^f + N_{o0} \sigma_a^o \exp[(\sigma_a^f - \sigma_a^o) n v t]} - 1 \quad (4-17)$$

ここで、各原子核数の添え字の 0 は初期値を示す。

高速中性子の場合には、各成分の断面積値は揃って小さく、近似的には同じ値であると考えてよい。従って、(4-17) 式から明かなように、 $\Delta k(t)$ は時間に関係なく一定値を持っていると考えてよい。一方、熱中性子の場合には、爆薬である ^{235}U の吸収断面積値は 681b で、他成分の軽水は 0.664b である（ここで、酸素の断面積値は小さいので無視した）。即ち、時間の経過と共に、(4-17) 式第 1 項の分母は大きくなって、最終的には $\Delta k(t)$ は 0 になり、連鎖反応は停止する。高速中性子の場合であっても、実際には ^{235}U の消費により核弾頭の爆薬の量は減少する。しかし、表 4 によると、正規爆発力 20Kton の場合でも ^{235}U 消費量は約 1Kg である。 U 爆弾の場合の装填量は 25Kg が想定される²⁸。これから 1Kg 減少したとしても反射体付きの ^{235}U の臨界量は 16.28Kg であるから、高速中性子を利用した原子爆弾では爆発して全核爆薬が四散するまで Δk 値は保たれる。

²⁷ 原子爆弾では、爆薬として動作する以外の通常時では臨界以下にしておかねばならない。装填された Pu 金属は通常時は密度の低い状態にして未臨界性を保っている。金相学的には最低の 15.92 の密度を持つ δ 相が好ましいが、室温では δ 相は不安定で 19.86 の密度の α 相になって安定化する。そこで、室温でも δ 相で安定化させるために 3% のガリウム： Ga を添加している。

²⁸ 前掲 24。

「二号研究」の開発核爆弾の失敗は熱中性子による連鎖反応を利用した点にある。そして、この考えは ^{235}U の吸収と分裂断面積の高い値が原因である。しかし、これによって必要な臨界量は高速中性子の場合に比較して極めて少なくなる。高速中性子臨界量は天然U反射体付きで ^{235}U 16.28Kg、熱中性子による軽水反射体付きの最小臨界量は 0.76Kg（竹内の計算では 0.62Kg）、実に、約 20 分の 1 である。従って、熱中性子利用の場合には用意すべき天然U量は少なくてよい。即ち、「二号研究」では出来るだけ少ないU量で連鎖反応を実現させようとした開発戦略（原子炉を建設するならば重要）であったが、核爆弾開発では裏目に出た事になったのである。

なお、蛇足ではあるが、10%濃縮度で失敗した「二号研究」が、更に、開発研究を高濃縮度使用に向かって進めるという可能性があるかも知れないと思い、その場合の問題の検討を付録Dに示しておいた。

5 おわりに

戦時中の日本での中性子連鎖反応研究は、陸軍委託「二号研究」が理研で、海軍委託「F研究」が京都帝国大学で、各々独立に研究情報の相互の交換もなく実行された。「F研究」では積極的に創造性のある研究に挑戦する姿勢が感じられるが、実力不足で成果が得られなかった。信頼出来る学術論文が残っていない「二号研究」は堅実な計算法を駆使して手堅く研究を進めていた態度が印象に残る。しかし、「二号研究」では連鎖反応達成を比較的楽観視していたのではないかと思われる。両研究ともに後世に残るような華々しい研究業績を挙げる事なく終息した。

本論文は、「二号研究」における臨界量計算結果と、理研で考えられていた方法で目標であった原子爆弾開発が可能であったか否かの問題を解明した。これらを評価出来る程の信頼出来る学術論文は現存していないので、僅かに入手された資料の間を埋めるべく現在の原子炉初等理論を最大限に利用した。核分裂反応が発見されて時間が殆ど経過していない時期に、Perrin が提案した臨界量計算法が当時の評価法の全てで、両研究とも実効的には Perrin から一歩も進展していない。著者が証明したように²⁹、Perrin の計算式から現在の原子炉初等理論の中心にある k_{∞} の四因子公式が導出出来る。更に、「二号研究」における臨界量計算結果を評価するのに、現在の原子炉初等理論の利用が可能であると考えた根拠を付録Eに述べた。

ここに H.D.Smyth 報告の 2.1 節には次の文章がある³⁰事を示したい。

…… in a conference with representative of the Navy Department in March, 1939 Fermi suggested that possibility of achieving a controllable reaction using slow neutrons or a reaction of an explosive character using fast neutrons. He pointed out, however, that the data then available might be insufficient for accurate predictions.

Fermi は早い時期に原子爆弾は熱中性子利用では成功しないと言っているようであるが、最後の however の文章は Fermi は熱中性子利用が不可である物理的理由を完全に理解していたのではない事を示している。相互の研究情報の交換が全く途絶していた同じ時期の日本の「二号研究」で原子爆弾開発の失敗に対する正確な物理的理由を予測出来なかったとしても、その理由が理研の当時の研究水準の低さによるものではないと著者は思っている。更に、「二号研究」で原子爆弾開発の失敗の物理的理由は、“原子炉は原子爆弾のような核爆発を起こさない。そして、原子爆弾は原子炉とは本質的に異なった動作原理で機能している事”を語っていると思う。

²⁹前掲 1.p.41, 付録A、A-2節。

³⁰H.D.Smyth; *Atomic Energy for Military Purpose*, Rev. of Mod. Phys., **17**, no.4, p.351(1945).2.1.p.366.

この研究について、関連資料を提供下され、且つ、有用なご助言を戴いた山崎正勝教授に謝意を表
したいと思います。

付録 A 均質 U_3O_8 軽水減速反応系の等価臨界半径の実験値

U_3O_8 は水には溶けない。従って、 U_3O_8 と軽水の均質混合の反応体系での実験は不可能で、過去にも実測値の発表は無い。しかし、竹内が計算した体系に近い ^{235}U 濃縮度を持った球形均質炉の実測値が、H.C.Paxton, N.L.Pruvost によって編集されている³¹。ここでは、竹内の計算体系の内、5%と30%濃縮度の場合のみを比較の対象に選んだ。参照にした実測値は下記の通りである。

- (i) 4.89% U_3O_8 と有機化合物 sterotex (日本名 トリステアリン) の均質混合系
- (ii) 4.98% UO_2F_2 化合物の水溶液
- (iii) 30.3% UO_2F_2 化合物の水溶液
- (iv) 30.45% UO_2F_2 化合物の水溶液

たまたま、5%と30%濃縮度に近い体系の実測値があったので、これらの結果を選んだ。(iii) のデータは円柱形での実験であったが、Paxton-Pruvost が球形の値に変換した結果である。又、(iv) 以外は軽水反射体が付いた値も掲載されている。全ての実測値は、 N_H/N_{235} を変数として臨界体積が与えられている。従って、この臨界体積値から実測臨界半径を求める。そこで、竹内の計算臨界半径との比較のためには次の手順が必要である。

(1) 竹内の臨界半径の計算値は外挿距離を含んでいるが、実測臨界半径値は実験された球体そのものの半径であるから、実測値に外挿距離を加える必要がある。Paxton-Pruvost の報告書には、 UO_2F_2 の水溶液についての外挿距離の値 cm は下表のように与えられているが、 U_3O_8 -sterotex については無いので、両系での輸送断面積を計算で求めて、その比で補正する。

N_H/N_{235}	50	200	500	1000
UO_2F_2 水溶液	5.8	5.4	5.2	5.2
U_3O_8 -sterotex	11.0	7.8	6.4	5.9

(2) (i)~(iv) に示した体系の値を竹内の U_3O_8 -軽水系の相当する値に変換する必要があり、その方法として現在の原子炉初等理論を用いる。臨界条件では、

$$\frac{k_{\infty}}{1 + M^2 B^2} = 1 \quad (A-1)$$

が成立する。ここで、 k_{∞} は無限増倍率、 M^2 は移動面積で、減速面積 τ と拡散面積 L^2 の和で与えられる。又、 B はバックリングで、球形臨界系では外挿距離を含んだ臨界半径 R から次のようになる。

$$B = \frac{\pi}{R} \quad (A-2)$$

従って、(A-1) 式は (A-3) 式ようになる。

$$\left(\frac{\pi}{R}\right)^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{M^2} \quad (A-3)$$

一般に、 k_{∞} も M^2 も体系を構成する物質の核的特性によって決定されるから、(i)~(iv) の体系の値を基準とした U_3O_8 -軽水系の相当する臨界半径値 R' への変更は

$$\frac{dR}{R} = \frac{\partial R}{\partial R} \Big|_{const. M} + \frac{\partial R}{\partial M^2} \Big|_{const. k_{\infty}} \quad (A-4)$$

の計算方法によって、

$$R' = R + \Delta R \quad (A-5)$$

³¹ 前掲 11.

で与えられる。具体的な ΔR に対する計算式は (A-6) 式で示せる。

$$\frac{dR}{R} = -\frac{1}{2} \left[1 + \frac{1}{M^2} \left(\frac{R}{\pi} \right)^2 \right] \frac{\Delta k_{\infty}}{k_{\infty}} + \frac{\Delta M}{M} \quad (\text{A-6})$$

(A-6) 式の ΔM と Δk_{∞} は、各々、(i)~(iv) の体系での値と U_3O_8 -軽水系での値との差である。

(3) 減速材としての H_2O の核定数はよく知られているように、

$$\tau = 30.2 \text{ cm}^2 \quad L_0^2 = 8.12 \text{ cm}^2 \quad (\text{A-7})$$

であるが、sterotex についての核定数の測定や評価値はない。sterotex は融点 $55 \sim 72^\circ \text{C}$ 、密度 0.862 g/cm^3 、化学式 $C_{57}H_{110}O_6$ の物質である。先ず、 τ については、 H_2O と測定値のある acenaphthene $C_{12}H_{10}$ の値より、次のように内挿する。 H atom/全 atom の値を用いると 37.8 cm^2 になり、 $\langle \xi \rangle$ を用いると 35.9 cm^2 になる。そこで、平均を採って 37 cm^2 の値を採用する事にする。この手順を下表に示した。

物質	H atom/全 atom	$\langle \xi \rangle$	τ cm^2
$C_{12}H_{10}$	0.455	0.818	54.2
$C_{57}H_{110}O_6$	0.601	0.901	? \Rightarrow 37
H_2O	0.667	0.926	30.4

次に、 L_0^2 については、次のように考える事にする。 H_2O の D/Σ_a を計算すると、(A-7) 式と異なり 10 cm^2 になり、sterotex の D/Σ_a は 10.45 cm^2 になるので、1.045 の比が得られる。この比を (A-7) 式の H_2O の L_0^2 値に用いる。最終的に、sterotex の核定数は次のように与えられる。

$$\tau = 37 \text{ cm}^2 \quad L_0^2 = 8.47 \text{ cm}^2 \quad (\text{A-8})$$

又、 UO_2F_2 や U_3O_8 を減速材に混合した場合に、 U は高速中性子に対して非弾性散乱反応があるので、その減速効果を H と同程度と近似的に考える事が出来る³²。そこで、 M^2 を熱中性子利用率 f によって次のように与える。

$$M^2 = \tau + L_0^2(1 - f) \quad (\text{A-9})$$

(4) 測定は、幾つかの N_H/N_{235} の値に対して無反射体と反射体付きの臨界面積を与えている。これらの測定値から無反射体の臨界半径 R と反射体付きの臨界半径 Rr が得られる。そこで、反射体による節約 δ は

$$\delta = (R + d) - Rr \quad (\text{A-10})$$

となる。ここで、 d は (1) で検討した外挿距離である。なお、(iv) の場合は反射体付きの臨界面積の測定値がないので、 δ 値は (iii) の場合の測定値から N_H/N_{235} による内挿計算をした。

付録 B 連鎖反応系の中性子寿命と原子炉暴走実験の例

§B-1 連鎖反応系の中性子寿命 (中性子サイクル時間) 値の実例

中性子寿命 (中性子サイクル時間) 値の実例は IAEA の directory に記載されている³³。数十基の軽水減速炉について調査をしたが、その全部を示すのは意味がないので、主要な例について挙げ

³²J.R.Lamarsh; *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, Addison-Wesley Publishing co., Mass. (1974). 武田充司、仁科浩二郎訳; 原子炉の初等理論 (上), p.289, 吉岡書店 (1974 年).

³³IAEA; *Directory of Nuclear Reactor*, Vienna (1959~1971).

る。単位は 10^{-4} 秒。

PWR :Belgian Thermal Reactor BR-3	0.28
Shippingport Atomic Power Station	0.56
Yankee Atomic Electric Co.	0.25
BWR :EBWR	0.74
Vallecitos BWR	0.5
Humbaldy Bay	0.39
Big Rock Point	0.4
JPDR	0.5
Test Reactor:Borax I	0.65
Borax II	0.75
Borax III	0.67
High Flux Reactor	0.73
SPERT I	0.5
Aqueous Homogenous Reactor:Low Power Water Boiler	1.4
High Power Water Boiler	1.0
Super Power Water Boiler	0.75

§B-2 原子炉暴走・破壊実験について³⁴

米国では、1954年頃から高濃縮²³⁵U-Al合金燃料の軽水減速炉を核暴走・破壊する実験が National Reactor Testing Station, Idaho Falls にて実施された。Borax I(Boiling Reactor Experiment-I)と SPERT I(Special Power Excursion Reactor-I)の原子炉が実験対象になった。そして、1961年1月に反応度事故で破壊された極地用の電源のために開発中であった小型炉 SL-1(Stationary Low Power Plant-1)の記録も検討対象になる。ここでは、Borax Iの結果を以下に述べる。

○ Borax I等の主な構造

● 炉心

18枚のUAl合金板からなる29本の燃料要素(138.6grの²³⁵Uを含む)を四角断面に並べた49.5cm×49.5cm×60cm高さの炉心。合金板の間に冷却機能を兼用している減速材である軽水が満たされている。反応を制御する制御板の操作は上部から炉心に挿入する。

● 原子炉容器

炉心と制御板等を収納している鋼製の容器。直径120cm×高さ400cm×厚さ1.27cm。SPERT Iは直径120cm×高さ460cm×厚さ1.27cm。SL-1は直径140cm×高さ440cm×厚さ1.9cm。

● 遮蔽体付き格納容器

原子炉容器やポンプ等の補助機器を収納する。原子炉容器を直接収納するタンクの直径は3mである。

○ 反応度の印加

4%の反応度値を持つ制御板を0.2秒で引き抜こうとした。しかし、80%しか抜けなかった。従って、印加反応度は3.3%、速度は0.165 $\Delta k/s$ 。SPERT Iの反応度値は3.2%。SL-1の反応度値は3.8%。

○ 破壊過程

Borax Iでは、0.003秒閃光が走り、続いて、遮蔽体付き格納容器上部に破壊されて飛ばされた炉内構造物が見えた。炉出力は0.048秒後に19000MWに、UAl合金板の温度は1800℃に達し、

³⁴1955 Geneva Conf., P/481(1955), 1958 Geneva Conf., P/2428(1958), 1965 Geneva Conf., P/283 (1965).

