

チェルノビル原子力発電所の事故 安全設計と事故経過を中心にして

1986年 8月 4日(月)

京都大学 原子炉実験所 小出 裕章

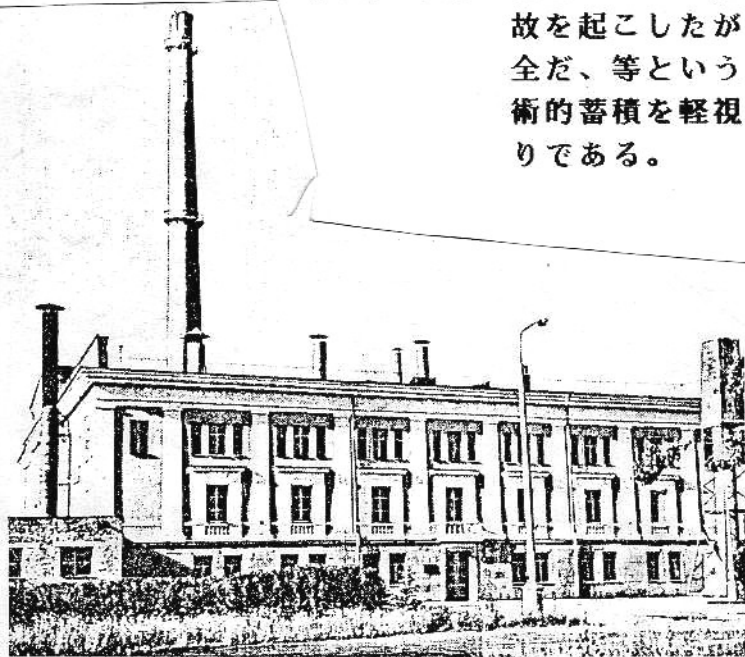
I. ソ連の原子力開発

ソ連は世界で最初に原子力発電所に成功した国である。

1954年6月27日 モスクワ郊外 オブニンスク原子力発電所(5000kW)

(米国初の原子力発電所はシッピングポートに1958年になって運開)

今回のChernobyl原発の事故に当たって、ソ連の技術はレベルが低いから事故を起こしたが、日本の技術は優秀だから安全だ、等という主張も聞かれるが、ソ連の技術的蓄積を軽視するのは、当然の事ながら誤りである。



(1)

5000kWの世界最初の原子力発電所「オブニンスク」

ソ連の原子力発電所の現状

RBMKは今日のソ連の原発の内、50%以上の設備容量を占めている。 (2)

ソ連の原子力発電

(1985年12月31日)

	加圧水型軽水炉	黒鉛減速軽水冷却炉		高速増殖炉	合 計
		沸騰水型	加圧水型		
運転中	18基	14基	8基	2基	43基 ¹⁾
	1,097.5万kW	1,540万kW	90万kW	75万kW	2,719.5万kW
建設中	27基	8基	—	—	35基
	2,700万kW	950万kW			3,650万kW
計画中	27基	7基	—	—	34基
	2,700万kW	900万kW			3,600万kW

1) 沸騰水型炉1基(7万kW)を含む

国名	名 称	所 在 地	電気出力(万kW)		着 工	運 転	所有者	運転者
			ネット	グロス				
運 転 中	チェルノブイル-1	Kiev, Ukraine	95	100	1971	1978.5	MPS	MPS
	チェルノブイル-2	Kiev, Ukraine	95	100	1971	1979.5	MPS	MPS
	チェルノブイル-3	Kiev, Ukraine	95	100	1975	1982.5	MPS	MPS
	チェルノブイル-4	Kiev, Ukraine	95	100	1975	1984.3	MPS	MPS
	クルスク-1	Kursk	95	100	1970	1976.12	MPS	MPS
	クルスク-2	Kursk	95	100	1971	1979.8	MPS	MPS
	クルスク-3	Kursk	95	100	1975	1983.12	MPS	MPS
	レニングラード-1	Leningrad	95	100	1970.3	1974.11	GKAE	GKAE
	レニングラード-2	Leningrad	95	100	1970.6	1976.1	GKAE	GKAE
	レニングラード-3	Leningrad	95	100	1973.12	1980.6.29	GKAE	GKAE
	レニングラード-4	Leningrad	95	100	1975.2	1981.8	GKAE	GKAE
	イグナリナ-1	Ignalina, Lithuania	145	150	1977.1	1984.12	GKAE	GKAE
	スモレンスク-1	Smolensk	95	100	1973	1983.12	MPS	MPS
	スモレンスク-2	Smolensk	95	100	1975	1985.5	MPS	MPS
建 設 中	チェルノブイル-5	Kiev, Ukraine	95	100	1981	1986	MPS	MPS
	チェルノブイル-6	Kiev, Ukraine	95	100	1982	1988	MPS	MPS
	イグナリナ-2	Ignalina, Lithuania	145	150	1978	1986	GKAE	GKAE
	カリニン-2	Kalinin, Volga	95.3	100	1974	1986	MPS	MPS
	コストロマ-1	Kostroma, (Volga)	145	150	1981	1987	MPS	MPS
	コストロマ-2	Kostroma, (Volga)	145	150	1983	1988	MPS	MPS
	クルスク-4	Kursk	95	100	1975	1986	MPS	MPS
	スモレンスク-3	Smolensk	95	100	1981	1987	MPS	MPS
計 画 中	スモレンスク-4	Smolensk	95	100	1982	1988	MPS	MPS
	イグナリナ-3	Ignalina, Lithuania	145	150	—	—	MPS	MPS
	イグナリナ-4	Ignalina, Lithuania	145	150	—	—	MPS	MPS
	コストロマ-3	Kostroma, (Volga)	145	150	—	—	MPS	MPS
	コストロマ-4	Kostroma, (Volga)	145	150	—	—	MPS	MPS
	クルスク-5	Kursk	95	100	—	—	MPS	MPS
	クルスク-6	Kursk	95	100	—	—	MPS	MPS
	クルスク-7	Kursk	95	100	—	—	MPS	MPS

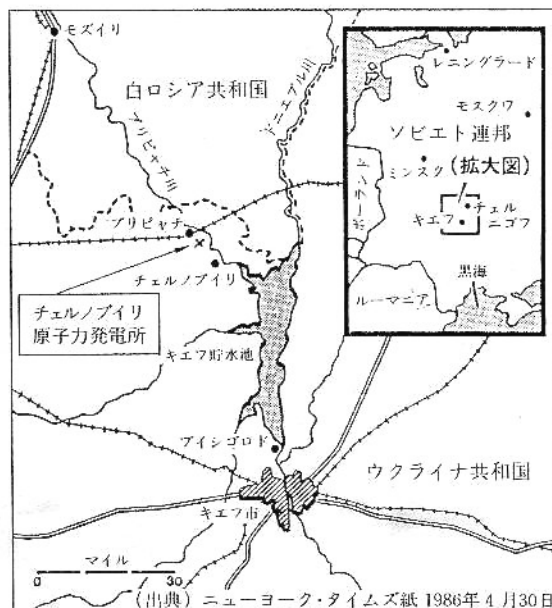
MPS: Ministry of Power and Electrification

GKAE: State Committee on Utilization of Atomic Energy

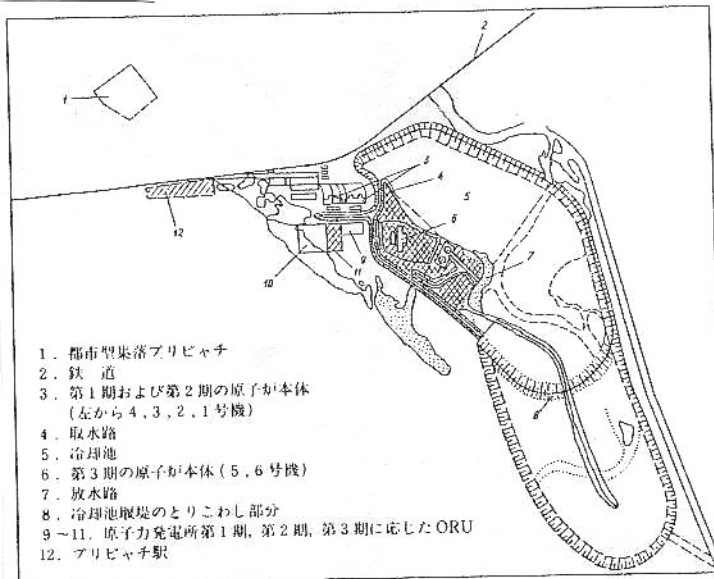
資料: 日本原子力産業会議

チェルノビル原子力発電所の位置 (3)

チェルノブイリ原子力発電所立地点



チェルノブイリ原子力発電所サイト



(出典) ЗНЕРГЕТИЧЕСКОЕ СТРОИТЕЛЬСТВО 1984年 №11

II. 原子炉内放射能蓄積量と危険度

原子力発電所の炉心内に蓄積している放射性物質の量は、とにかく大変なものである。

No	radio-nuclide	half-life [day]	inventory [10 ⁸ Ci]	ALI [kBq/yr.]	Hazard # [10 ⁸ man]
Noble gases					
3	Kr-85	3,950	0.0056		?
4	Kr-85m	0.183	0.24		?
5	Kr-87	0.0528	0.47		?
6	Kr-88	0.117	0.68		?
35	Xe-133	5.28	1.7		?
36	Xe-135	0.384	0.34		?
Iodines					
30	I -131	8.05	0.85	2,000	314.50
31	I -132	0.0958	1.2	300,000	2.96
32	I -133	0.875	1.7	10,000	125.80
33	I -134	0.0366	1.9	2,000,000	0.70
34	I -135	0.280	1.5	60,000	18.50
Telluriums					
22	Te-127	0.391	0.059	600,000	0.07
23	Te-127m	109	0.011	9,000	0.90
24	Te-129	0.048	0.31	2,000,000	0.11
25	Te-129m	34.0	0.053	9,000	4.36
26	Te-131m	1.25	0.13	10,000	9.62
27	Te-132	3.25	1.2	8,000	111.00
Alkali Metals (Cesiums)					
7	Rb-86	18.7	0.00026	30,000	0.01
37	Cs-134	750	0.075	4,000	13.88
38	Cs-136	13.0	0.030	20,000	1.11
39	Cs-137	11,000	0.047	6,000	5.80
Volatile oxides					
16	Mo-99	2.8	1.6	50,000	23.68
17	Tc-99m	0.25	1.4	6,000,000	0.17
18	Ru-103	39.5	1.1	20,000	40.70
19	Ru-105	0.185	0.72	400,000	1.33
20	Ru-106	366	0.25	400	462.50
21	Rh-105	1.50	0.49	200,000	1.81
Alkaline earths					
8	Sr-89	52.1	0.94	5,000	139.12
9	Sr-90	10,300	0.037	100	273.80
10	Sr-91	0.403	1.1	100,000	8.14
40	Ba-140	12.8	1.6	50,000	23.68
Nonvolatile oxides					
1	Co-58	71.0	0.0078	30,000	0.19
2	Co-60	1,920	0.0029	1,000	2.15
11	Y -90	2.67	0.039	20,000	1.44
12	Y -91	59.0	1.2	4,000	222.00
13	Zr-95	65.2	1.5	5,000	222.00
14	Zr-97	0.71	1.5	50,000	22.20
15	Nb-95	35.0	1.5	40,000	27.75
28	Sb-127	3.88	0.061	30,000	1.50
29	Sb-129	0.179	0.33	300,000	0.81
41	La-140	1.67	1.6	40,000	29.60
42	Ce-141	32.3	1.5	20,000	55.50
43	Ce-143	1.38	1.3	60,000	16.03
44	Ce-144	284	0.85	500	1,258.00
45	Pr-143	13.7	1.3	20,000	48.10
46	Nd-147	11.1	0.60	30,000	14.80
47	Np-239	2.35	16.4	90,000	134.84
48	Pu-238	32,500	0.00057	0.20	2,109.00
49	Pu-239	8.9 x 10 ⁶	0.00021	0.20	777.00
50	Pu-240	2.5 x 10 ⁶	0.00021	0.20	777.00
51	Pu-241	5,350	0.034	10	2,516.00
52	Am-241	1.6 x 10 ⁵	0.000017	0.20	62.90
53	Cm-242	163	0.0050	10	370.00
54	Cm-244	6,630	0.00023	0.40	425.50
Total			56.405		10,678.56

$$\# \text{Hazard} = (\text{Inventory} [10^8 \text{ Ci}] \times 10^8 \times 3.7 \times 10^{10}) / (\text{ALI} [\text{kBq/yr}] \times 10^3 \times 50 [\text{yr.}]) / 10^8$$

Inventory data are quoted from "Reactor Safety Study", Appendix VI, p.3-3
Table VI 3-1; WASH-1400 (NUREG-75/014) (Oct.1975)

3200 MWt PWR

A Three year refueling cycle and an 80% capacity factor.

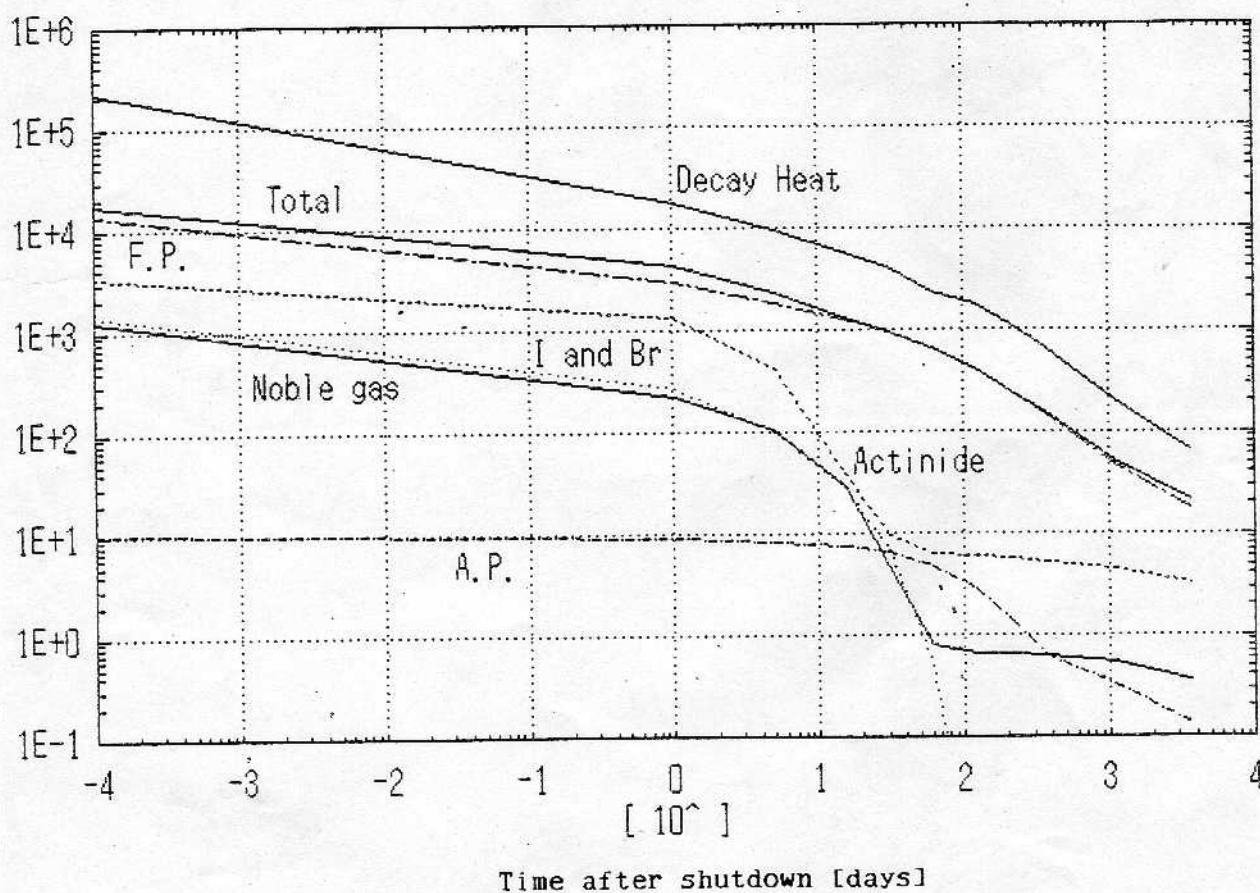
Equilibrium core at a time when the three regions have average burnups
of 8,800, 17,600, and 26,400 MWd/MTU charged (end-of-cycle).

1,100MWe PWR の停止時および減衰時間による放射能計算値

減衰時間 (日)	放 射 能 (MCi)						全熱出力 (kW)
	沃素および 臭素同位体	稀 ガ ス	全核分裂 生成物	アクチニド	放 射 物 生成物	合 計	
0	1,435	1,240	13,800	3,450	10.6	17,250	225,000
1	265	221	2,890	1,330	9.19	4,230	17,400
5	101	105	1,870	432	8.42	2,310	9,720
15	28.7	29.0	1,280	39.7	7.50	1,330	5,600
30	6.74	4.77	947	9.35	6.40	963	4,060
60	0.494	0.784	656	6.32	4.76	666	2,350
120	0.00282	0.659	401	5.90	2.76	410	1,740
210	0.0000309	0.648	244	5.56	1.36	250	1,100
365	0.0000218	0.630	146	5.17	0.614	152	659
1,097	0.0000218	0.553	47.3	4.45	0.324	52.0	204
3,653	0.0000218	0.353	17.9	3.27	0.132	21.3	67

* 原子炉は比出力37.5MW/tonで連続運転(293日)されたのち、燃料交換の直前に停止したと仮定。これ以前1,100日の平均比出力は30MW/t、炉の燃料は3.3%濃縮ウランで、濃縮ウランの全量は82 ton。

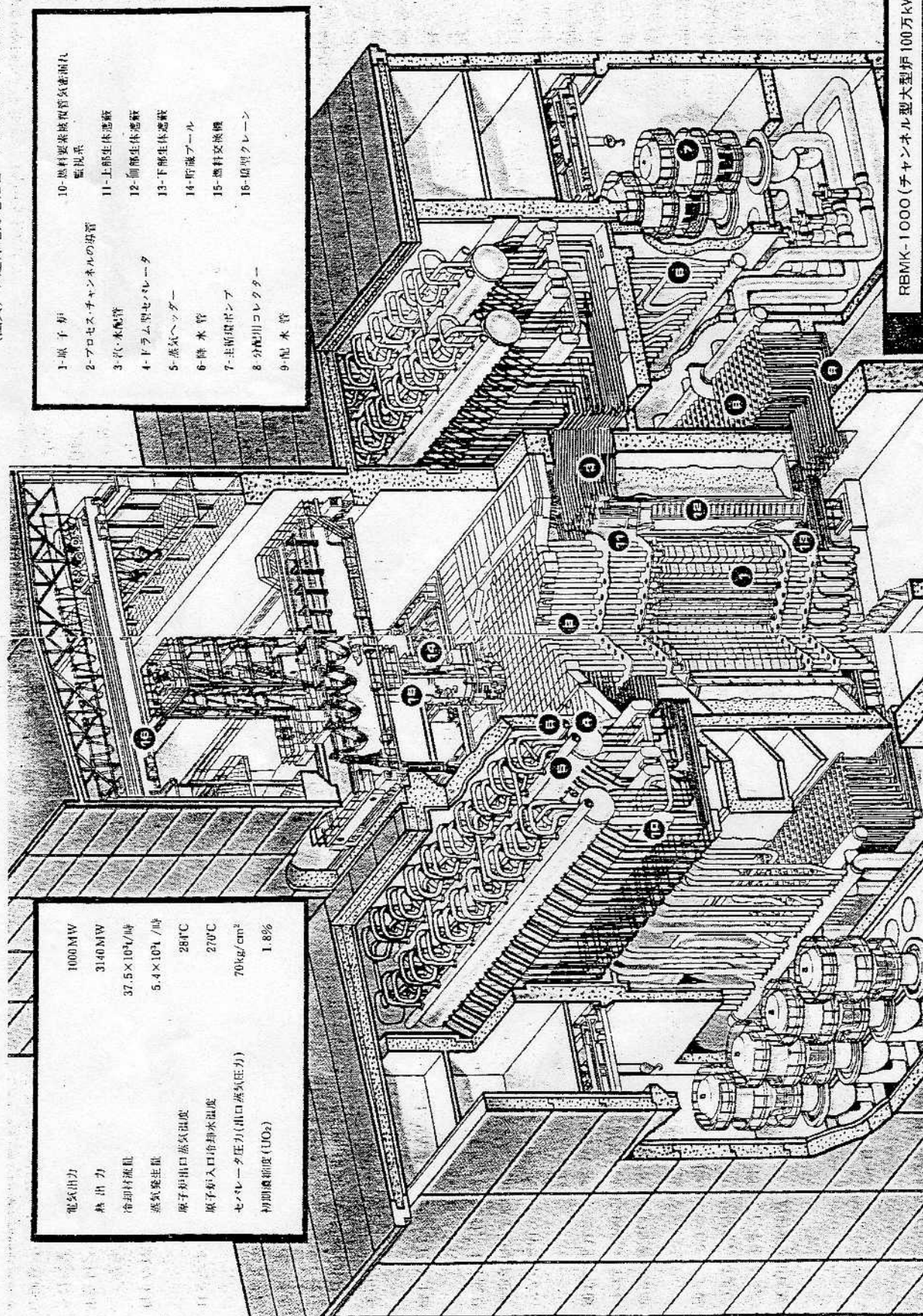
Activity [MCi] or Heat [kW]



Data are quoted from 'The safety of Nuclear power Reactors (LIGHT WATER-COOLED) AND RELATED FACILITIES'; WASH-1250 (1973).

RBMK 鳥瞰図 (3)

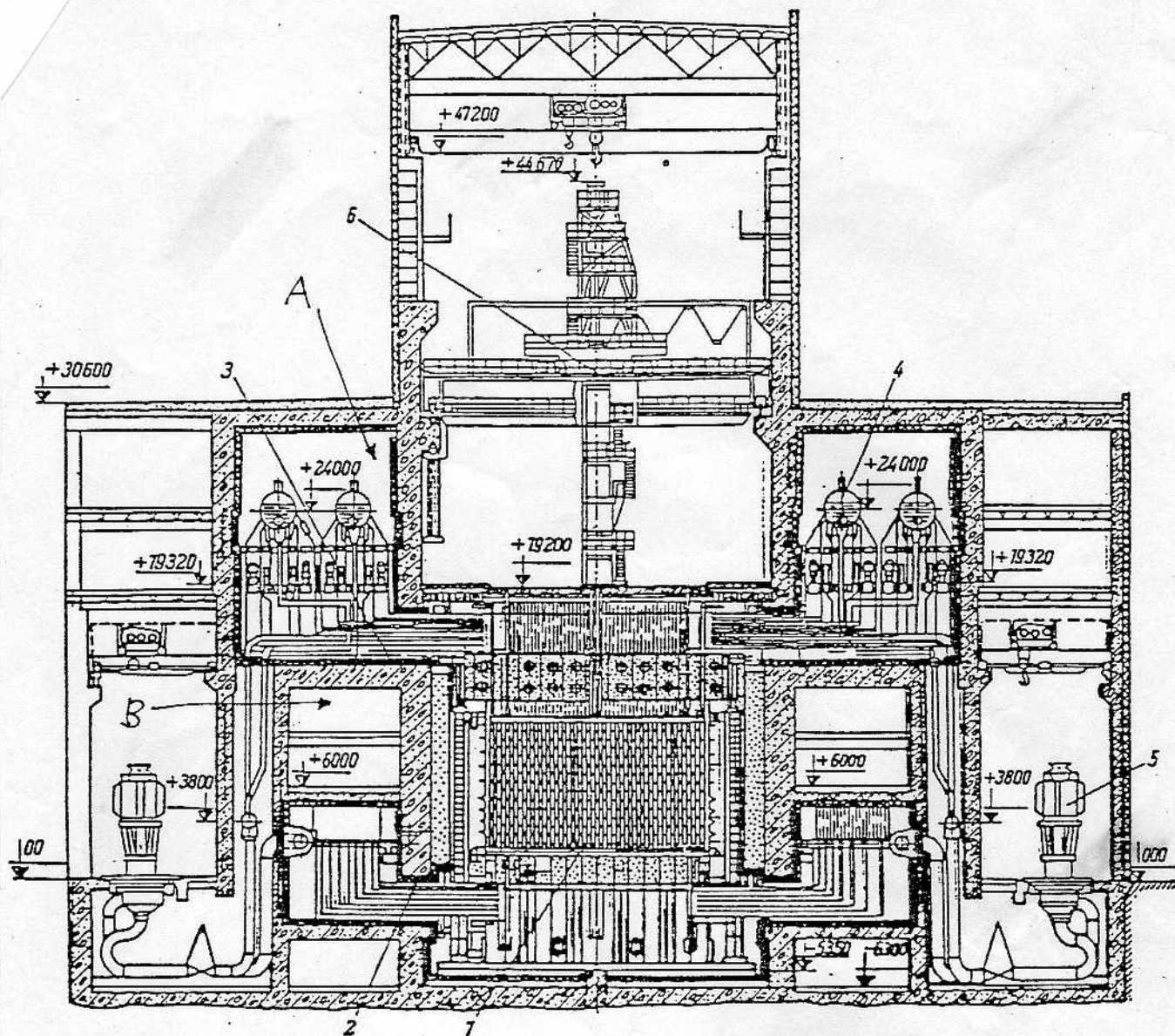
(出典) ソ連邦電力電化省「チェルノブイリ原子力発電所」



- 1-原子炉
- 2-プロセス・チャンネルの封筒
- 3-汽水配管
- 4-ドラム型セパレータ
- 5-蒸気ヘッダー
- 6-降水管
- 7-主循環ポンプ
- 8-分配用コレクター
- 9-配水管
- 10-燃料要素被覆管気漏れ監視器
- 11-上部生体遮蔽
- 12-側面生体遮蔽
- 13-下部生体遮蔽
- 14-貯蔵プール
- 15-燃料交換機
- 16-吊りクレーン

電気出力	1000 MW
熱出力	3140 MW
冷却材流量	$37.5 \times 10^4 \text{ t/h}$
蒸気発生量	$5.4 \times 10^4 \text{ t/h}$
原子炉出口蒸気温度	284°C
原子炉入口冷却水温度	270°C
セパレータ圧力(出口蒸気圧力)	70 kg/cm^2
初期過熱度 (tO_2)	1.8%

RBMK-1000 (チャンネル型大型炉 100万kW)



- 1 : 黒鉛ブロック、圧力管からなる炉心。
 - 2 : 配管(入口側) 注入用ヘッダーから炉心の圧力管へ水を260℃で送る。
 - 3 : 配管(出口側) 炉心の圧力管から280℃(70気圧)で蒸気と水の混合物が出てきて、4の気水分離器(又の名蒸気ドラム)へ導くもの。
 - 4 : 気水分離器(蒸気ドラム) ここで蒸気と水とに分離し、蒸気は発電機のタービンへ、水は下降してヘッダーを経てポンプに入る。ポンプで加圧され水は、注入ヘッダーを経て圧力管へ送られる。
 - 5 : 主循環ポンプ 上から降りてきた水を加圧する。片側に4機あり、常時3機を使う。
 - 6 : 燃料交換機 465トンの重量
- A, B : 圧力5気圧まで耐える壁で囲まれている。

注入用ヘッダーは全部で22基あり、直径90cmの円筒状である。

(利点)

(1) 圧力容器が不要である。

◎圧力容器の破断に対しては打つ手がなく、その危険を避けることが出来る

◎圧力容器の製作のために特殊な施設を作る必要がなく、町工場の技術をそのまま生かすことが出来る

◎圧力容器という超重量物の輸送問題から逃れられる

(2) 圧力管の数を増減することで出力を自由に選ぶことが出来るし、特に大容量化が容易である

(3) 圧力管の破損時にも、健全な圧力管で部分負荷運転が出来るし、燃料交換も運転中に可能なので設備利用率を向上しうる

(4) 冷却回路を分割出来るため、安全問題の解決が容易になる

(5) 微濃縮ウランもまた金属ウランも使用できる

(欠点)

(1) 圧力管の数が膨大になる

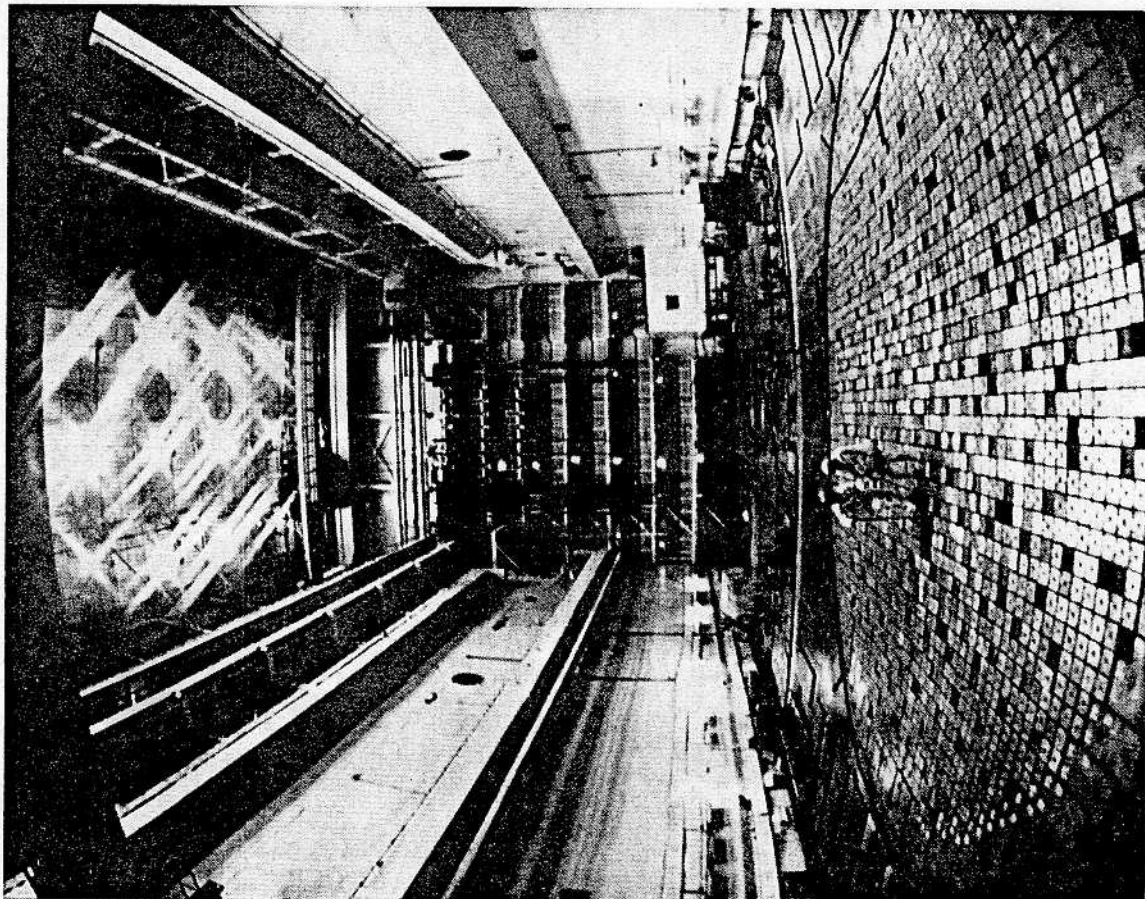
◎システムとして複雑になる

◎建設費が高い

(2) 反応度の温度係数が正になる

(3) 炉心部が巨大であるため蓄積エネルギーが大きく事故トリップ後の熱出力の減少が遅くなる

マシーン・ホール写真 (6)



A reactor hall at the Chernobyl plant is shown in this 1982 photo (Source: AP/Wide World Photos)

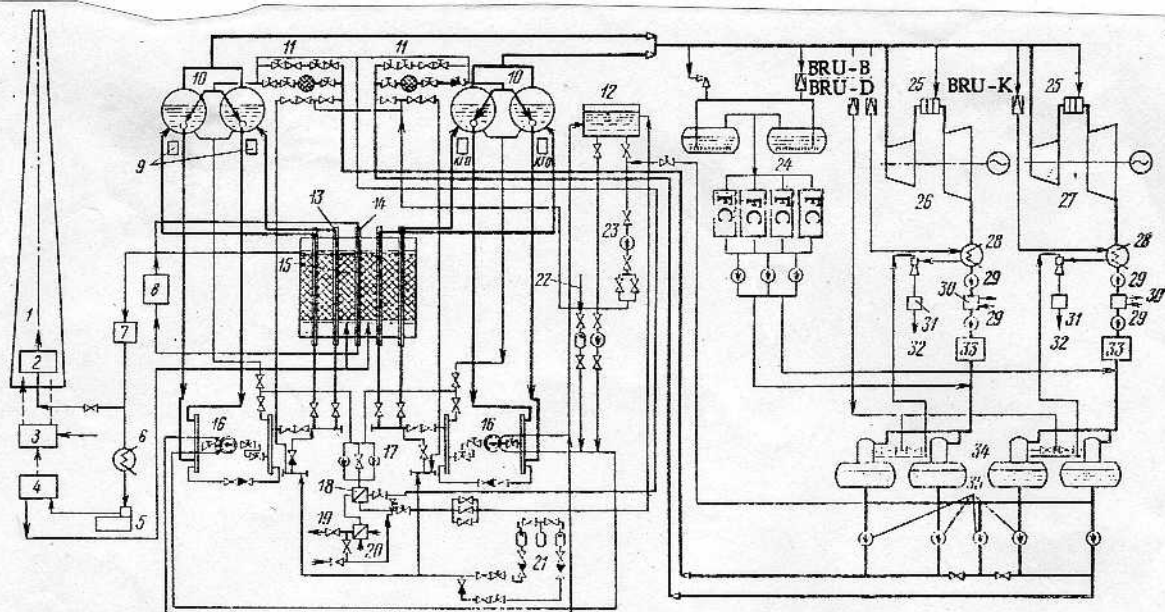
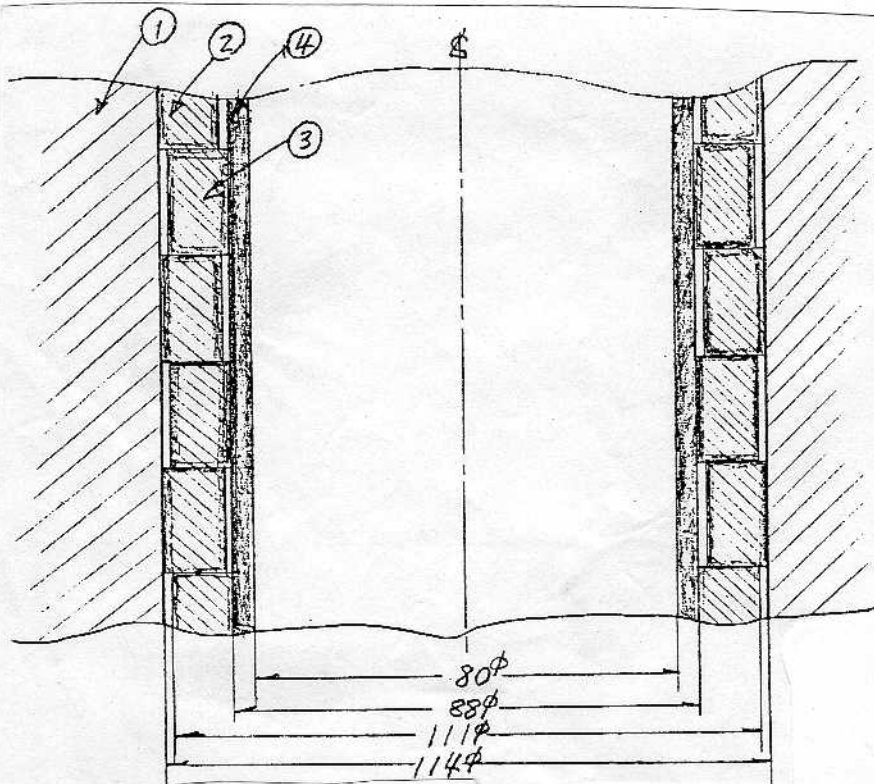


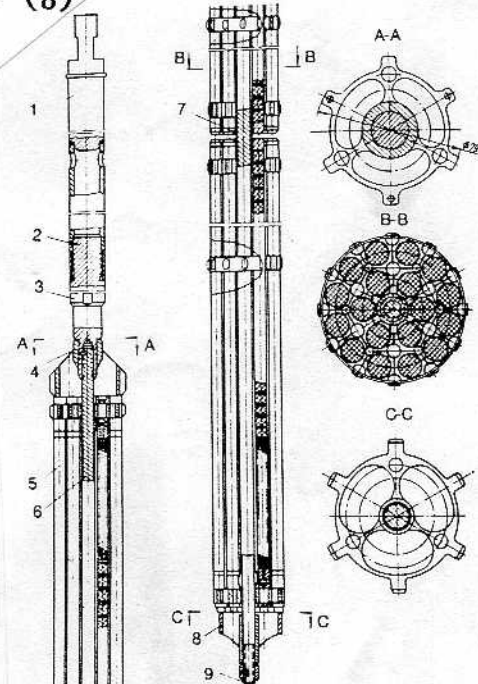
Fig. 1. Scheme for a nuclear station containing RBMK-1000: 1) stack; 2) wet gas hold-
er; 3) delay gas holder; 4) helium purification system; 5) compressor; 6) gas loop
condenser; 7) FC integrity monitoring system; 8) pumping and heat transfer system in
CPS; 9) cladding sealing monitoring system; 10) separator; 11) control unit; 12)
emergency feed pump tanks; 13) FC; 14) CPS channel; 15) reactor; 16) MCP; 17) cool-
ing pumps; 18) regenerator; 19) pipe to purification system; 20) cooler; 21) emerg-
ency reactor cooling system; 22) compressed air; 23) emergency pump; 24) technol-
ogical condensers; 25) superheaters and separators; 26 and 27) turbine generators 1
and 2; 28) condensers; 29) KN-1 condensate pumps; 30) condensate purification; 31)
apparatus for burning explosion mixture; 32) pipeline to delay gas holder; 33) low-
pressure heaters; 34) deaerators (0.7 MPa); 35) electric feed pumps.

黒鉛ブロックと圧力管 (5)

燃料アセンブリー (8)



- ① 黒鉛ブロック
- ② 黒鉛リング-1
- ③ 黒鉛リング-2
- ④ Zr-2.5%Nb 圧力管



- 1 Hanger
- 2 Pin
- 3 Transition piece
- 4 Stem
- 5 Fuel element
- 6 Supporting rod
- 7 Sleeve
- 8 Nose piece
- 9 Nuts

RBMK fuel assembly design (Source:
Nuclear Energy, October 1981, p. 388)

RBMKとBWRの主要パラメータ比較表

Type	RBMK-1000(Chernobyl-IV)		BWR(Kashiwazaki-II)
Thermal Power [MWt]	3200 (3140)	1, 2	3293
Electrical Capacity [Mwe]	1000 (960)	1	1100
Core			
Active height [m]	7.0	3	3.71
Active diameter [m]	11.8 (12.2)	4, 3	4.75
Number of fuel channels	1693	6	764(fuel assembly)
Number of control and protection channels	179	4	
Max. channel power [MW]	3.05(1.8%),3.5(2%)	3, 2	
Max. linear power rating of fuel [W/cm]	360(1.8%),385(2%)	3, 2	440
Power density [kW/l]	4.14	2	50.0
Specific power [kW/kgU]	17.8		24.8
Coolant			
Material	Boiling light water		Boiling light water
Nominal pressure [kg/cm ²]	71.4	2	70.7
Reactor inlet temperature [°C]	270	4	279
Reactor outlet temperature [°C]	285	2	286
Average density [g/cm ³]	0.516		0.73
Nominal flow rate [ton/hr]	37500	6	48300
Steam flow rate [ton/hr]	5400	6	6410
Moderator			
Material	Graphite (1860ton)		Light water
Density [g/cm ³]	1.67	3	0.74
Average temperature [°C]	600		283
Process tube holes	2488 holes, total	3	
Square pitch [mm]	250	3	
Diameter [mm]	91		
Cooling gas	He(40%),N2(60%),weight	5	
Process tubes			(Pressure vessel)
Material	Zr-2.5%Nb	3	SUS
Diameter [mm]	ID=80, OD=88	3	ID=6420 , Hight=22900
Weight [ton]			750
Average temperature [°C]	300	9	302

Type	RBMK-1000(Chernobyl-IV)		BWR(Kashiwazaki-II)
Fuel assembly Number in a fuel channel	2 , stacked	3	1
Fuel rod Number of pins per subassembly	18 (plus unfueled support rod)	3	62 (8x8)
Cladding	Zr-1%Nb		Zircalloy-2
Length [mm]	3500	3	4200 (with plug)
Diameter [mm]	ID=11.7, OD=13.5	2	ID=10.58, OD=12.3
Thickness [mm]	0.9	3	0.86
Average temperature [°C]	291		286
Fuel Fuel material	1.8% enriched UO ₂ (2% for refueling)	5 5	2.23% enriched UO ₂ (2.7% for refueling)
Density [g/cm ³]	10.5	3	10.5
Pellet diameter [mm]	11.5	3	10.4
Average temperature [°C]	546		
Burnup,nominal [MWD/mtU]	18500	5	18000/29500
Core loading [mtU]	192	6	133
Control Rod Number and type	179 total 125 radial power shaping (RR) 12 automatic regulating(AR) 21 scram (AZ) 21 axial power shaping (USP)	4	185 total
Poison material	Boron carbide	3	Boron carbide
Fuel balance Uranium burnup [MWD/ton]	18500	5	21000
Initial ²³⁵ U content [kg/ton]	20 (equilibrium)	5	30 (equilibrium)
Final ²³⁵ U content[kg/ton]	3.9	2	10
Pu production [kg/ton]	2.8	9	7
Annual fuel input [ton]	50.5	2	30
Annual rod consumption	900x18	9	254x62
Annual natural uranium consumption [ton]	169	5	160
Operation period [FPED]	1000 (1100)	2, 9	900

IV. 安全系と格納施設

格納容器、ECCS関係についてのRBMKとBWRの比較表

Type	RBMK-1000(Chernobyl-IV)		BWR(Kashiwazaki-II)
Containment			
Type	Pressure suppression	7	Pressure suppression
Enclosed gas	Nitrogen		Nitrogen
Gas pressure [kg/cm ²]	1.0		1.0
Design pressure [kg/cm ²]	3.66, 4-5(MCP,GDH etc.)	7	2.85
	1.9 (Core)		
Reactor vault			
Size	21.6mφ x 25.5m	8	25.9mφ x 48m
Material	ss + PC	8	ss + PC
Enclosed gas	Nitrogen	7	Nitrogen
Emergency Cooling			
	Accumulator		LPCS (1) 1440m ³ /hr
	1.1ton/s x min.10-12sec	7	HPCS (1) 350-1580m ³ /hr
	Injection pump >500m ³ /hr	7	LPCI (3) 1690m ³ /hr
	others(turbin condenser cooling water)	2	

〔引用文献〕 (これは主要パラメータ比較表でも使う。)

- (1) 能澤正雄；『事故概要とソ連の安全確保の考え方』（1986年6月10日）
- (2) The Chernobyl accident - Special report;Nucl. news p.87(June 1986)
- (3) N.A.Dollezhal';Graphite-water steam-generating reactor in the USSR;Nucl. Energy, Vol.20,No.5 p.385(1981)
- (4) 原子力資料 No. 186 (1986. 7. 1)
- (5) E.V.Kulikov;State-of-art and development prospects for nuclear power stations containing RBMK reactors;Soviet Atomic energy Vol.56,No.6 p.368 (Apr. 1984)
- (6) N.A.Dollezhal' and I.Ya.Emel'yanov;Experience in the construction of large power reactors in the USSR;Soviet Atomic Energy Vol.48,No.6 p.137 (Jun2. 1980)
- (7) I.A.Emel'yanov et al.;Safety of power plants with boiling-water graphite channel reactors;Soviet Atomic Energy Vol.43,No.6 p.1107 (Dec. 1977)
- (8) Nuclear Engineering International p.48 August Supplement 1985
- (9) N.A.Dollezhal' et al.;Some characteristics of and experience with the operation of nuclear power plants with RBMK-1000 high-powered water-cooled channel reactors (RBMK);Soviet Atomic Energy Vol.54,No.4 p.263 (Apr. 1983)

事故直後に西側の原子力推進派から、ソ連の原発には

(1) ECCSがない、あるいは10cmφ程度の配管破断しか考えていない

(2) 格納容器がない

などと、まことしやかに宣伝されたが⁽⁹⁾、誤りである。

ECCSの設計思想は驚くほど良く、軽水炉と似ているし、格納容器の型は違うものの、一次系から吹き出してくる恒温高压の蒸気に耐え、それをスプレッション・チェンバーで凝縮させて圧力の抑制を計るという考え方も全く同じである。おまけに、大口径の配管やポンプがある場所の設計耐圧は、BWMK型の方がむしろBWR等より高くなっている。炉心が在る部屋も、窒素で満たされた上、約2気圧の設計耐圧になっており、この部分には大口径の配管が無い事を考えれば、その設計は充分納得できる。ただ、BWMKは運転中に燃料を交換するため、圧力管の上端が直接マシーン・ホールに接しており、今回経験してしまった事故から振り返れば、この点は弱点であったと言えると思う。

ECCS系統図 (10)

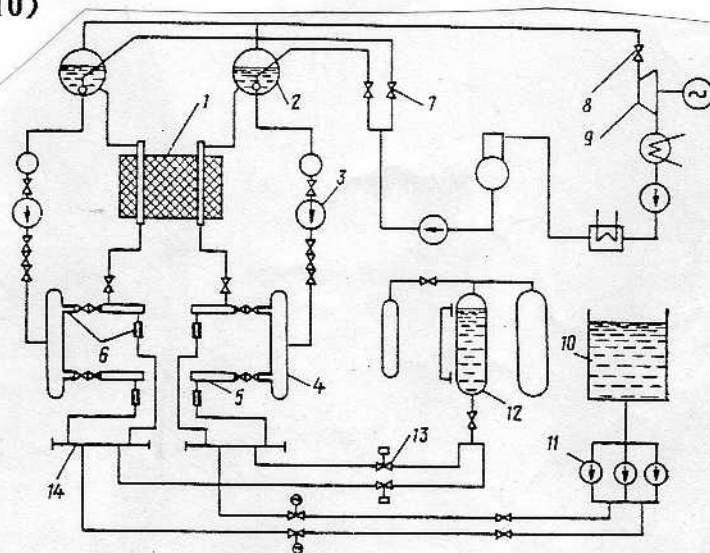


Fig. 1. Schematic diagram of circulation loop of RBMK-1000 reactor: 1) reactor; 2) separator; 3) main circulating pump; 4) pressure header; 5) distributing group header; 6) leak limiters; 7) level controller; 8) pressure regulator; 9) turbogenerator; 10) water tank; 11) emergency core-cooling system (ECCS) pumps; 12) ECCS water storage unit; 13) quick-acting ECCS valve; 14) ECCS header.

小口径破断 (10)

主要パラメータに影響なし

圧力管の場合は、もともと燃料チャンネル破損検出器で検知出来るし、流出量も最大80kg/sec程度にしかならない。従って、燃料は正方向あるいは逆方向に定格値に近い流量で冷却可能。必要なら、原子炉は停止すればよい。

大口径破断 (10)

GDH (直径300mm), PH (直径900mm) の破断の場合は、主要パラメータが影響を受ける。冷却材の流出量は、300mm, 900mmに対してそれぞれ6t/sec, 40ton/secである。

これらに対処しうるように、事故直後は蓄圧系からその後はポンプによって冷却する。

REACTOR VAULT

DESIGN PRESSURE = .18 MPa (27 PSI)

REACTOR
VAULT
PRESSURE
BOUNDARY

H₂ ANNULUS

REACTOR
(H₂ + H₂)

PRESSURE RELIEF VALVE
(3 PSI SET POINT)

INLET PIPING

* REACTOR VAULT ONLY, NOT PRIMARY SYSTEM.

REACTOR VAULT

REACTOR
(H₂ + H₂ FILLED)

NITROGEN FILLED
SPACE

PRESSURE
BOUNDARY
(DESIGN 27 PSI)

RELIEF AT 3 PSI

Cross-sectional view of an RB175-1000 reactor station building (reactor 175th)

1—ord. block 1—ordinary concrete 1—non-structural unit concrete block 1—radiation shield 1—well

V. 事故経過

時刻	経 過	情報源
1986年 4月25日		
朝	◎1984年3月から運転に入っていた原子炉の第1回の定期検査に入るため炉の停止作業を始める。	1
	◎タービン発電機のテストをしていた。	2
～8 pm	◎核分裂の実質的な停止	3
	◎炉出力は6～7パーセントに維持されていた。 従って、炉停止直後の崩壊熱のレベルを維持し続けようとしていたと思われる。RBMK型の原子炉は運転しながら燃料を交換し、2年ないし3年に一度定期検査に入る。従って、 低出力状態でのテストを行う時期としては、この定期検査入り直前の時期が最も好ましい時期である筈である。 (6～7%出力の維持はキセノン毒を抑えるためとも言われているが、定期検査に入るのであれば、キセノン毒を抑える必要はなく、むしろテストのためにそれだけの出力が必要であったから、ただそうしていたのだと思う。)	4
	◎未確認の情報によれば、10本あるいは10%相当の圧力管について、流量を絞ったあるいは閉止したとされており、そうした場合のタービンの挙動をテストしようとしていた可能性がある。	
4月26日		
1:23	◎爆発(何の時刻? 水素爆発、蒸気の噴出?) ○冷却の失敗による蒸気の異常発生 ○圧力管上部のプラグ破損 ○マシーン・ホールへの冷却材の噴出と圧力管のドライアウト ○炉出力が10秒間に6%から50%に急上昇 (正の反応度印加による炉出力の急上昇?) ○燃料溶融と被覆管・圧力管のZr-水反応 ○大量の水素発生とマシーン・ホールへの吹き出し ○圧力管破損のため水がグラファイトと接触し反応 (いっそうの水素の発生) ○マシーン・ホール中でTNT火薬1トン分の水素爆発 建屋の大破壊と火災発生 ○大量の放射能放出	4 推測 推測 推測 5 推測 2

	○燃料交換機の倒壊といっそうの炉心破壊	6
	○建屋内壁のプラスチック塗装が燃え、炎は天井にまで届く	
	○溶けたアスファルトでくるぶし迄埋まりながら必死の消火作業をし、90分で一応鎮火させる。	6
	○D G Hに注入されたE C C S水は破損した炉心上部からマシーン・ホールに流出して再循環不能になる。	6
	○露出したグラファイトの火災と水性ガス生成反応	6
	○さらなる放射能放出	
4月27日 2 p m	◎半径30 km以内に住む周辺住民4万9千人の避難 (約4時間で終了)	7
4月28日 朝	◎スウェーデンで異常な放射能検出	3
4月29日	◎タス通信の第1回発表	
	◎ヘリコプターによる偵察の結果、炉心上部が開口していて、グラファイトの約4分の1が燃えて高熱になっていることが判明。	6
	◎ソ連当局がグラファイト火災の鎮火法について、西独・スウェーデン・英国に問い合わせ。	
	◎米国の軍事衛星K H 1 1が上空から偵察。	8
	グラファイトは白熱(5000℃?)状態	6
	◎ヘリコプターから4000トンの砂・鉛・ほう素を投下	6
5月 8日	◎赤外線写真によると炉心の表面の温度は300℃程度	6
	◎炉心や炉周辺の地面に液体窒素をかける	
	◎スプレッションプール部分の水を抜き代わりにコンクリを流し込む。	

- (1) C. Hohenemser et al.; "An early report on the reactor accident at chernobyl"
- (2) 7月27日朝日新聞
- (3) L.Devell et al.; Initial observations of fallout from the reactor accident at Chernobyl; "Nature" Vol.321 p.192 (15 May 1986)
- (4) 5月6日第1回ソ連政府事故報告等
- (5) 5月19日エメリヤノフ氏記者会見
- (6) "The Chernobyl accident - special report"; Nuclear News June 1986 p.87
- (7) 5月6日スチエルビーナ氏記者会見等
- (8) 日本語版Newsweek 1985.5.15 p.6

VI. 考慮すべき幾つかの問題 Zr量、Zr-水反応、水素発生量

圧力管一本

$$\{(88/2)^2 - (80/2)^2\} \times \pi \times 7000 \times (1/1000) = 7390 \text{ cm}^3$$

被覆管（圧力管一本中）

$$\{(13.5/2)^2 - (11.7/2)^2\} \times \pi \times 18 \times 7000 \times (1/1000) = 4490 \text{ cm}^3$$

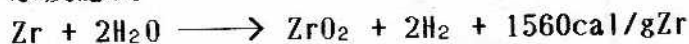
1693本分を考えると

$$(7390 + 4490) \times 1693 \div (10^6) = 20.1 \text{ m}^3$$

Zrの比重は6.52。従って、全Zr量は

$$20.1 \times 6.52 = 131 \text{ ton}$$

Zr-水反応式



131トン分のZrすべてが反応したときの反応熱は

$$1560 \times 131 \times 10^6 \div (10^6) = 204000 \text{ Mcal}$$

$$= 854000 \text{ MJ}$$

$$= 237 \text{ MW}\cdot\text{hr}$$

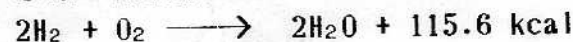
Zrの質量数は91.22。従って、131トン分のZrは

$$131 \times 10^6 \div 91.22 = 1.44 \times 10^6 \text{ mol}$$

従って、131トン分のZrがすべてZr-水反応を起こした場合に発生する水素量は

$$1.44 \times 10^6 \times 2 = 2.88 \times 10^6 \text{ mol}$$

一方、水素の爆発反応は



TNT火薬の爆発熱は630kcal/kg。従って、1トン分の爆発力は

$$630 \times 1000 = 6.3 \times 10^5 \text{ kcal}$$

それだけのエネルギーを生じさせるのに必要な水素のモル数は、

$$6.3 \times 10^5 \div 115.6 \times 2 = 1.09 \times 10^4 \text{ mol} \quad (= 22\text{kg}, = 240\text{m}^3)$$

従って、その爆発を生じさせるに必要なZr-水反応の割合は、

$$1.09 \times 10^4 \div 2.88 \times 10^6 \times 100 = 0.38 \% \quad (\text{圧力管にして6} \sim \text{7本})$$

である。

ちなみに、PWR, BWRのそれぞれについて、格納容器を破壊するために必要な水素の量はTNT火薬に換算して以下のごとく評価されている。(11)

Structure	Rupture Level (lb. TNT)	
	PWR	BWR
Reactor vessel	95	160
Containment	900	100

【訂正とおわび】

圧力管および被覆管の長さは7m、すなわち7000mmであるにもかかわらず、700mmであるかのように計算しておりました。結局、TNTで1トン分の爆発を起こさせるためには、全炉心の0.38%、すなわち6～7本分の圧力管および被覆管の反応で充分なことになりました。不注意な誤りをお詫びします。

黒鉛火災

黒鉛量は

$$\{250 \times 250 - \pi (91/2)^2\} \times (700 + 0.5 + 0.5) \times 2488 \div 10^9 = 1115 \text{ m}^3$$

黒鉛の比重は 1.67。従って、全黒鉛重量は

$$1115 \times 1.67 = 1860 \text{ ton}$$

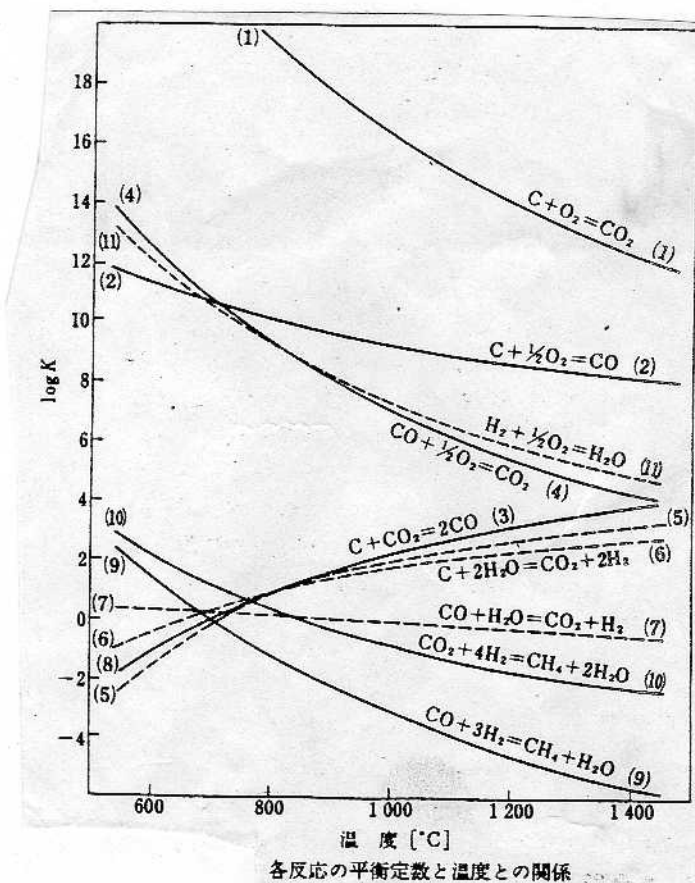
黒鉛の質量数は 12 だからモル数に換算すると

$$1860 \times 10^6 \div 12 = 1.55 \times 10^8 \text{ mol}$$

黒鉛の可能な反応式と平衡定数

(12)

- (1) $\text{C} + \text{O}_2 = \text{CO}_2 + 97.0 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (2) $\text{C} + 1/2 \text{O}_2 = \text{CO} + 29.39 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (3) $\text{C} + \text{CO}_2 = 2 \text{CO} - 38.22 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (4) $\text{CO} + 1/2 \text{O}_2 = \text{CO}_2 + 67.61 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (5) $\text{C} + \text{H}_2\text{O} = \text{CO} + \text{H}_2 - 28.36 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (6) $\text{C} + 2 \text{H}_2\text{O} = \text{CO}_2 + 2 \text{H}_2 + 18.50 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (7) $\text{CO} + \text{H}_2\text{O} = \text{CO}_2 + \text{H}_2 + 9.85 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (8) $\text{C} + 2 \text{H}_2 = \text{CH}_4 + 18.05 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (9) $\text{CO} + 3 \text{H}_2 = \text{CH}_4 + \text{H}_2\text{O} + 48.98 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (10) $\text{CO}_2 + 4 \text{H}_2 = \text{CH}_4 + 2 \text{H}_2\text{O} + 39.13 \text{ kcal mol}^{-1}$
- (11) $\text{H}_2 + 1/2 \text{O}_2 = \text{H}_2\text{O} (\text{g}) + 57.75 \text{ kcal mol}^{-1}$



仮に、この黒鉛の 1 割が酸素と結合して燃えたとするとその時に出るエネルギーは

$$1.55 \times 10^8 \times 0.1 \times 97.0 \times 10^{-3} = 1.50 \times 10^6 \text{ Mcal}$$

$$= 6.28 \times 10^6 \text{ MJ}$$

$$= 73 \text{ MWD}$$

順位	国名	運 転 中		建 設 中		計 画 中		総 計	
		出 力	基数	出 力	基数	出 力	基数	出 力	基数
1	ア メ リ カ	7,816.3	90	4,505.9	39	239.2	2	12,561.4	131
2	フ ラ ン ス	3,810.6	42	2,456.6	19	702.4	5	6,969.6	66
3	ソ 連	2,719.5	43	3,650	35	3,600	34	9,969.5	112
4	日 本	2,468.6	33	1,017.8	11	627.5	6	4,113.9	50
5	西 ド イ ツ	1,693.4	16	729.3	7	1,345.6	10	3,768.3	33
6	イ ギ リ ス	1,078	35	463.2	7	118.2	1	1,659.4	43
7	カ ナ ダ	1,034.3	15	601	7			1,635.3	22
8	スウェーデン	986.5	12					986.5	12
9	ベ ル ギ ー	570	7					570	7
10	(台 湾)	514.4	6			187.2	2	701.6	8
	そ の 他	2,665.6	52	3,433.2	51	6,181	70	12,279.8	193
	総 計	25,357.2	351	16,857	176	13,001.1	130	55,215.3	677

注1)順位は運転中の発電設備容量順を原則とし、順次、建設中および計画中の容量順とした。

資料：日本原子力産業会議

1957年に英国ウィンズケール軍用炉で、
 1979年に米国スリーマイル島原子力発電所で、
 1986年にソ連チェルノビル原子力発電所で、
 炉心が溶ける事故がおこった。
 次に事故が起こるとすれば、フランスか日本ではないのか。

上の表に示されている上位7か国の内、日本だけが自力で原発を開発して来なかった特異な国である。

今回のChernobyl原子力発電所の事故は、実験を誘引として始まったとの情報が次第に強くなって来ている。独自の技術の一步一步の開発のうえに原子力発電所を建設してきたソ連にとっては何とも皮肉な事だと言わざるをえないが、独自の技術開発を為さずにきた日本にとっては、事故の危険は別の意味で大きいと考えておかねばならない。もっとも、原発の場合、今度の事故によっても改めて明らかにされたように、実機による実験の失敗はまさに破局的な事故を招いてしまい、実機による実験は決して許されない技術である。問題はそうした技術の存在自体にあると思える。

[引用文献]

- (1) A. M. ペトロシャンツ；『ソ連原子力開発のすべて』；日本原子力産業会議
(1980)
- (2) 日本原子力文化振興財団資料 (1986年5月12日)
- (3) 原子力資料 No. 186 (1986年7月1日)
- (4) 米国原子力委員会；『原子力安全性ハンドブック』；産報 (1975年)
(WASH-1250 邦訳)
- (5) 能澤正雄；事故概要とソ連の安全確保の考え方（「第26回報道関係者のための原子力講座」）；1986年6月10日
- (6) "The Chernobyl accident - Special report"; Nuclear News June 1986 p.87
- (7) E.V.Kulikov; State-of-art and development prospects for Nuclear power stations containing RBMK reactors; Soviet Atomic Energy Vol.56, No.6 p.368 (June.1984)
- (8) N.A.Dollezhal'; Graphite-water steam-generating reactors in the USSR; Nuclear Energy Vol.20, No.5 p.385 (Oct.1981)
- (9) 村主 進；日本の原発は本当に安全なのか；
日本語版 News Week 1986.5.15 p.23
- (10) I.Ya.Emel'yanov et al.; Safety of power plants with boiling-water graphite channel reactors; Soviet Atomic Energy Vol.43, No.6 p.1107 (Dec.1977)
- (11) Richard E. Webb; "The accident hazards of Nuclear Power Plants";
The University of massachusetts press (1976)
- (12) 「化学便覧 応用編 改訂2版」；丸善 (1973) 557頁

「チェルノビル原子力発電所の事故
－ 安全設計と事故経過を中心にして」
(第24回原子力安全問題ゼミ :
1986年 8月 4日 :レジメ)
における誤りの訂正とお詫び

1986年 8月14日

京都大学原子炉実験所 小出 裕章

上記の私のレジメの16頁において、炉心内Zr量や、
Zr-水反応による水素発生量などの推定を示しましたが、
別添の様にその評価を誤っておりました。不注意な
誤りをお詫びしますと共に、すでにお手もとにある上記
レジメの相当頁を差し替えて下さいますようお願い申し
上げます。