

1997年6月13日

274. 柴崎 賢 6/18
「ふろしおねんりしや」とのつれ
会員各位

エネルギーを考える会

平成9年7月定例勉強会 開催のお知らせ

テーマ：『動燃問題の本質は』

拝啓

東京地域も梅雨に入り、蒸し暑かったり寒かったりと不順な天候が続いていますが、皆様にはいかがおすごしでしょうか。

さて、7月の勉強会のご案内をいたします。

今回は「動燃問題の本質は」と題して、動燃“もんじゅ”の事故及び東海村の再処理工場の事故を中心に問題の本質について、当会会員の森 一久【(社)日本原子力産業会議副会長】さんにお話しいただき、皆さんとご一緒に考えてみたいと思います。

どうぞ多数ご出席くださいますようお願いいたします。

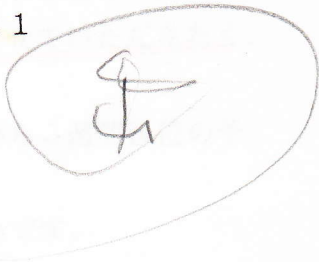
敬 具

日 時 平成9年7月11日(金) 15:00~17:00

場 所 内幸町プレスセンター ☎3503-2721
日本記者クラブ 9F 大会議室

講 師 当会会員
森 一久 氏

尚、同封はがきにて出欠のご返事を戴きたくお願い申し上げます。



勉強会お打合せ事項

日 時 平成9年7月11日(金) 15:00~17:00

場 所 内幸町プレスセンター ☎ 3503-2721
日本記者クラブ 9F 大会議室

ご講話テーマ : 『動燃問題の本質は』

時間 お話 60分~70分
質疑応答 30分~40分 合計約1時間45分

当日の会場では

- ・スライドプロジェクター
- ・OHP
- ・ビデオ

ご使用の際はお申し付け下さい。会場にセットいたします。

- ・会場にて配布される資料がございましたら、事前に一部いただければ、コピーさせていただきます。

使用可か否かは、
1週間前までにこの場へ
送る。

お話を伺う人たち

エネルギーを考える会会員の方々の中から、いつも大体10~15名位参加させていただきます。

なお、ご講演いただきましたお話は速記にとり、後日ダイジェストさせていただいて、会誌「エネルギーいんふおめいしょん」10月号(予定)に掲載させていただきたく、お願いいたします。

ダイジェスト後、原稿のお目通しをお願いいたします。勉強会から5週間後位の予定にしております。

何かお気付きの点がございましたら、ご指示いただければ幸いです。

いろいろお手数をおかけいたしますが、宜しくお願いいたします。

「動燃問題の本質は」

1997年7月11日(金) 15:00-17:00

内幸町プレスセンター

座長より

森副会長 韓国国民勲章受賞、村田副会長 ドイツ国民勲章受賞のお祝いの言葉

森副会長講演

- ・もんじゅ事故の説明 (温度計)

600kg の Na, 50g/s 2" 30分間 40分 に 47.2 まで

- ・日本社会の異常な反響

- ・ロシアの BN600 の例

Na 漏れを (多々) 経験し、現在は軽水炉より稼働率が高い

ロシアは 1 次系の漏れも、20 日で修理し、際運転

それに引き換え、日本は検討だけで 2 年

- ・アスファルト固化施設の歴史

再処理固化技術は不要という情勢であった。

- ・アスファルト固化施設での事故前の実験状況

廃液とアスファルトの混合の比率を変えている。なぜ? (決まりきったことしかない)

動燃がこんな (前向きな?) 実験をするはずがない。疑問である。

- ・虚偽の報告

○時 × 分 消化確認 (2 回)

と報告したが、まちがいであった。

消化確認を 1 回しかしていなかったのを、つじつま合わせで、を 1 回しかしていなかったのに訂正したが、1 度報告したことを訂正することは大変困難であったため、つじつま合わせをすることになってしまった。もんじゅの後遺症もあり、報告しなかった写真があるのはまずいということで、写真をシュレッダーにかけてしまったらしい。

1 分間消火して、放射能警報装置が鳴り始めて、慌てて逃げた、(警報 3, 000 cpm) とのこと。放射能、放射線に対する誤解が原子力関係者にもある。

- ・TBS 職員の話

動燃訪問時に、管理区域内の取材の際、動燃職員は防護服を着ていて取材陣は無防備のまま取材させようとした。不信感を抱き、放射線計測器や防護服を購入した。

つまり、放射線に関する知識のなさが、原子力開発問題の根本である。

- ・1 年間に受ける自然放射線による DNA 損傷と 1 日に呼吸する酸素によって受ける DNA 損傷の比較

自然放射線の 100 倍から 300 倍くらいは、問題無いと考えられる。

(自然放射線の 10 倍: 10 レム) * 1 レムのまちがい?

100 倍

自然放射線年間 1 mSv $1\text{ Sv} = 1,000\text{ mSv} = 100\text{ rem}$
 $10\text{ mSv} = 1\text{ rem}$

・Na漏洩

役所の体質もあるのか？

絶対安全でなければ、研究してはいけないようであれば、日本での新しい技術の開発は無理。

新しい事業に「どうやって魂をいれるか」ということにかかっている。

「こんな女に誰がした」

その男（STA）が、女（動燃）を告発している。妙なことになっている。

（質疑応答）

・事故時、動燃の人はいたのか？

A：「いたでしょう」

・役人の物の考え方は「1度決めたら変えない」

・間違いを率直にいえる勇気が必要

新法人について

動燃の体質に問題があるので、動燃のままでは、信用されない。

事故は大した事ないが、隠したことが問題になっている。

日本は完全無欠主義

不完全の物を完全に近づけていくという意識をもってもらわないと科学技術は育たない。

・OECDハルデンプロジェクト

・インターネットの活用をすべき。トラブルをインターネットで公開すべき。

・動燃の人は、「絶対安全」と言わされてしまう。事故があっても安全を確保するということが必要なのに。

・BN600は、どこにあるのか？日本のように都市部から近いのか、それともへんぴなところにあるか？それによってかなり感じ方が違う。

A 数万の都市だと思う。

・マスコミは暴力的で不勉強。地上波は、マスコミの一方的な主張に左右されている社会。

社会＝マスコミ＝不勉強

インターネットで別の社会を作るべき。

・マスコミとの信頼関係を築くべき。

・さまざまなリスクの問題

リスクには、健康上のリスクと財政上のリスクがある。

さまざまなリスクを考えて、放射線の危険性についても判断すべき。

・事故で1人死ぬのと、原発で1人死ぬのと値段は同じか？

（A：それぞれ意見あり）

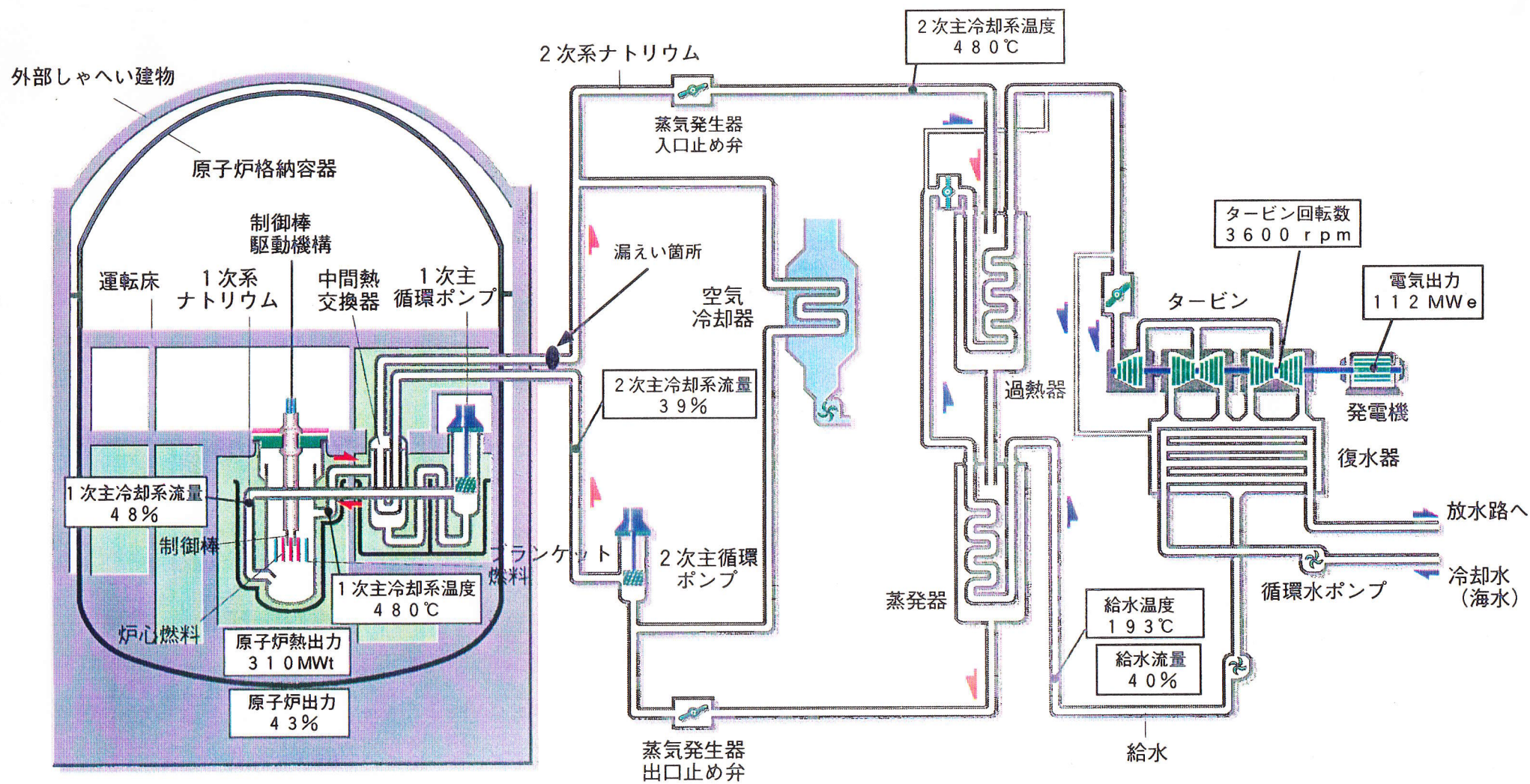
・原子力が嫌われる理由は、電気をつくるのに他の方法があるからである。

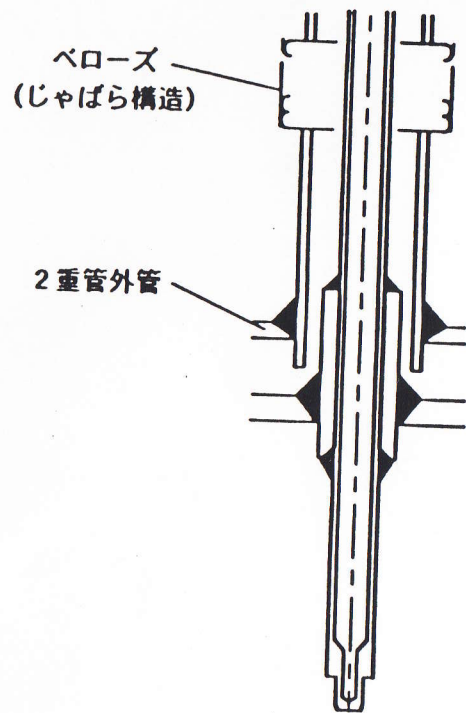
次回会合

8月27日(水)電中研・新田よしたか氏、

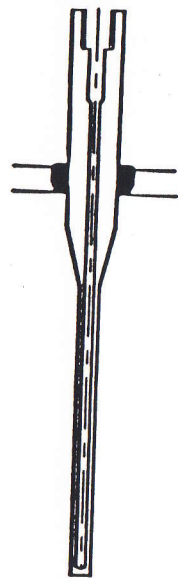
「EneG-と環境問題」我々になにができるか？（京都会議関係）

事故発生前プラント状況

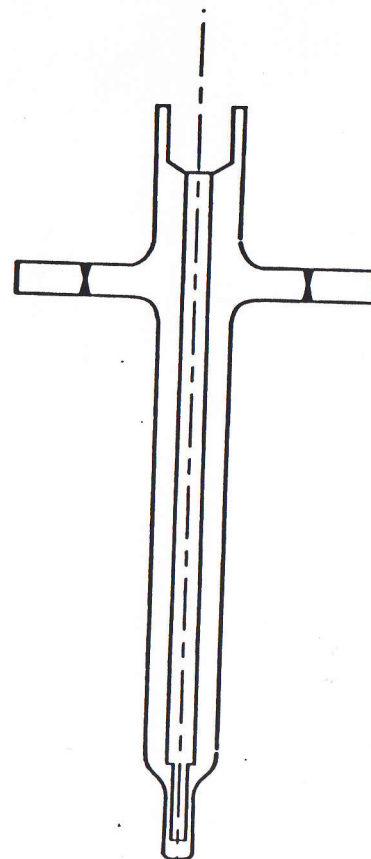




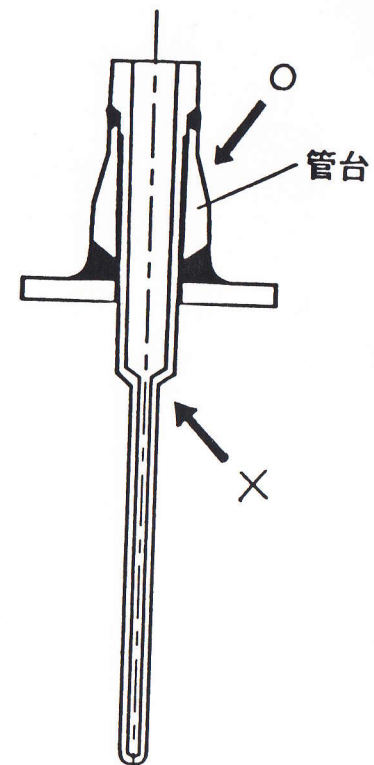
1次主冷却系



2次主冷却系



1次主冷却系



2次主冷却系

「常陽」

「もんじゅ」

温度計配管部形状比較

表3-2 ナトリウム漏洩事象

BN-600

Table 2. Sodium leak characteristics.

System	Leak number	Leak size, litre (fires are underline)	Fire number	Radioactive disch., Ci
1.Reactor	-	-	-	-
2.Primary circuit				
gas purification	1	0,1	-	-
sodium purification	4	0,3-3-0,2- <u>1000</u>	1	0-0,2-0,5-10
sodium storage	-	-	-	-
3.Steam generator	1	<u>неизвестно</u>	1	-
leakage instrumentation	1	<u>2</u>	1	-
4.Secondary circuit				
main pipelines	-	-	-	-
main valves	4	<u>1-300-30-10</u>	3	-
drain pipelines	9	<u>0,2-1-10-1-600-300-100-0</u>	5	-
drain valves	1	1	-	-
sodium storage	3	1-0-0	-	-
5.Sodium receivbg system	3	<u>10-50-10</u>	3	-
ИТОГО	27	~2500	14	10,7

表3-3 一般の原子力発電所とBN-600の運転性能比較

Table 3. The main performance indicators of nuclear power plants and BN 600.

Indicator	NPP median	BN 600 median
1.Load factor, %	72,6	73,2
2.Unplanned load loss factor, %	3,7	2,7
3.Unplanned automatic scrams during 7000 houers of criticality	1,0	0
4.Collective radiaton exposure, man-Sv	1,6	1,0
5.Low-level solid waste, m3	82	37
6.Gaseous discharges, Ci	unknown	901

(出典：原産・日口高速炉専門家会議、平成7年12月、於大洗)

(4)

点検調査票リスト (国外FBRプラントの運転経験の反映)

10kgを越える
ものについてNa量を
記入Na $\frac{P}{Q}$ 10kg 以上

97-7-10;17:52

;新南本町 もんじゅ

SPX温度計

不具合

;0355705049

2 / 7

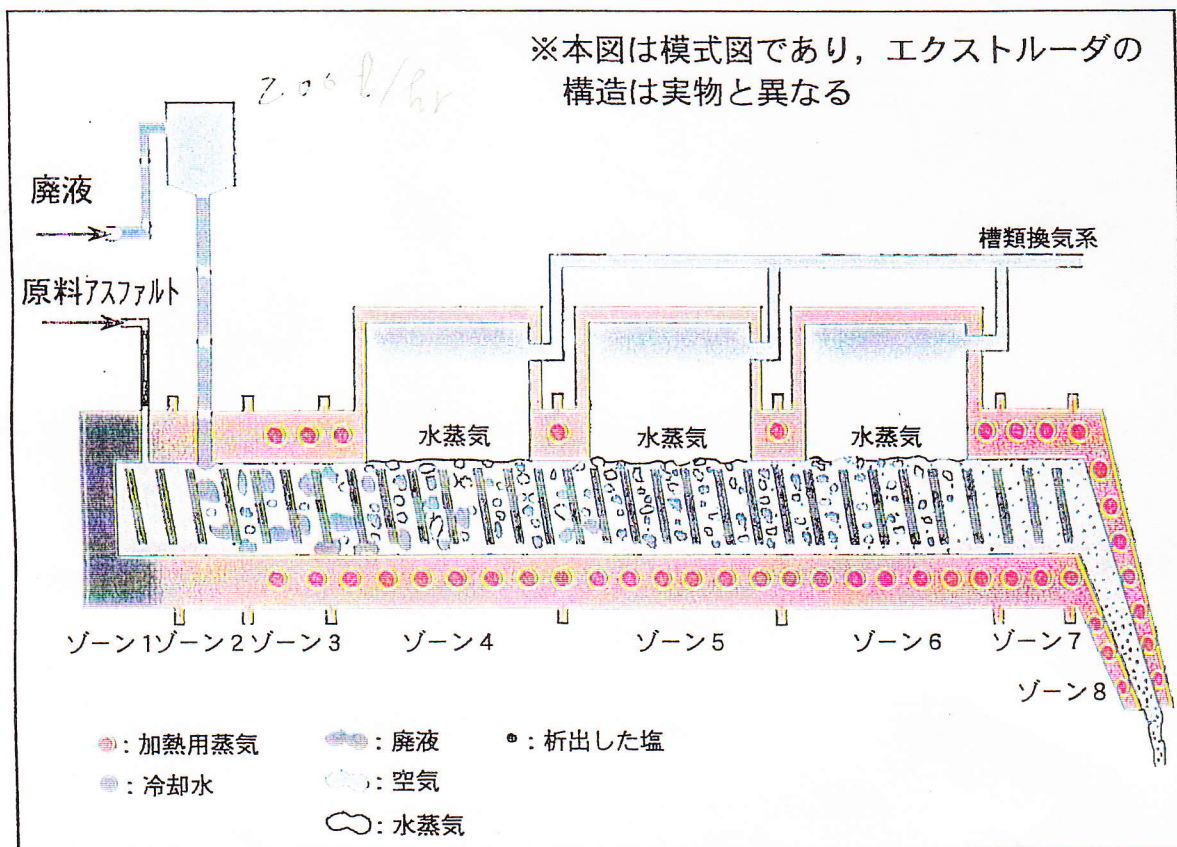
件数	No.	管理番号	プラント名	機器	件名	備考 (Na量)
1	9	F00F011	FBTR	コールドトラップ	2次系コールドトラップNaK漏えい	
2	17	F00F017	SNR-300	しゃへいプラグ	炉構造計装系案内管からNaが流出	
3	25	F85F005	SNR-300	タンク	2次系ドレン系にNa漏えい火災	約 190kg
4	26	F64F013	Hallam	タンク	2次系拡張タンクからのNa漏えい	
5	28	F85F009	SNR-300	タンク	ダンプタンクの溶接部からのナトリウム漏えい	
6	40	F68F005	EBR-II	フリーズシール	フリーズシール破損による2次Na系のNa漏えい	300ℓ
7	66	F60F004	BR-5	ポンプ	ポンプ・フランジ結合部からのナトリウム漏えい	
8	82	F85F013	Super Phenix	温度計	2次系主配管T/CウェルからのNa漏えい	
9	83	F86F011	Phenix	温度計	ブラギング計熱電対取付からの漏えい	
10	96	F60F005	BR-5	空気冷却器	2次系ACからのNa漏えい	
11	98	F75F006	PFR	空気冷却器	破壊熱除去系熱交換器でのNaKリーク	
12	102	F73F009	Phenix	継手部	2次系配管ティー継手からの漏えい	
13	103	F59F001	BR-5	計装配管	原子炉容器液位計配管からの漏えい	
14	113	F69F011	SEFOR	原子炉格納容器	外部コンテナメントの2次Naループ貫通部でのリーク	
15	114	F68F003	EBR-II	原子炉本体	補助グリッパー・プラグ穴でのNa燃焼	
16	115	F80F009	Rapsodie	原子炉容器	1次系でのNa漏えい	
17	117	F78F017	Rapsodie	原子炉容器	原子炉容器壁の微小漏えい	
18	119	F72F001	BN-350	蒸気発生器	2次Naでのトラブル	
19	120	F70F011	DFR	蒸気発生器	2次系熱交換器回路でのNaK漏えい火災	
20	126	F62F003	Enrico Fermi	蒸気発生器	蒸気発生器チューブの破損とNa-水反応	
21	127	F72F011	KNK-I	蒸気発生器	蒸気発生器でのNaリーク	
22	128	F61F001	Enrico Fermi	蒸気発生器	蒸気発生器のチューブリーク	
23	129	F64F006	Enrico Fermi	蒸気発生器	蒸気発生器のチューブリーク	
24	130	F80F011	Phenix	蒸気発生器	蒸気発生器の傷	
25	131	F74F003	PFR	蒸気発生器	蒸気発生器の水漏えいによる小リーク・Na-水反応	

件数	No.	管理番号	プラント名	機器	件名	備考
26	132	F82F004	Phenix	蒸気発生器	蒸気発生器再熱部の伝熱管からの水漏えいによる小リーク・Na-水反応	
27	133	F63F009	DFR	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管からのNaK漏えい	
28	134	F86F006	PFR	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管からのNa漏えい	
29	135	F73F001	BN-350	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管からの水漏えい	
30	136	F62F002	Enrico Fermi	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管からの水漏えいによるNa-水反応	
31	137	F74F010	Phenix	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管から水漏れ	
32	138	F87F001	PFR	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管から漏えい	
33	139	F87F003	PFR	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管の破損	
34	140	F89F001	BN-350	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管の破損によるNa漏えい	1000Kg 150Kg
35	141	F80F015	BN-600	蒸気発生器	蒸気発生器伝熱管気密漏えい	
36	142	F65F006	DFR	蒸気発生器	蒸気発生熱交換器の応力腐蝕	
37	143	F61F012	Enrico Fermi	蒸気発生器	伝熱管ベント部からリーク	
38	157	F00F012	FBTR	制御棒駆動装置	CRDMの一つにナトリウム漏えい	
39	179	F79F003	FFTF	制御棒駆動装置	制御棒駆動装置のベローズのリーク	
40	190	F66F001	BR-5	中間熱交換器	2次系IHXからのNaK漏えい	
41	192	F52F001	EBR- I	中間熱交換器	中間熱交換器でのNaKのリーク	
42	193	F76F005	Phenix	中間熱交換器	中間熱交換器ナトリウムからの2次ナトリウム漏えい	10ℓ
43	194	F72F006	KNK- I	中間熱交換器	中間熱交換器のリーク	
44	196	F69F008	EBR- II	電磁ポンプ	1次Na純化系電磁サンプルポンプのNa漏えい	
45	197	F72F007	BN-350	電磁ポンプ	1次系補助Na系電磁ポンプからの漏えい	
46	201	F84F014	FFTF	電磁ポンプ	電磁ポンプのナトリウムリーク	
47	211	F74F008	PFR	熱交換器	蒸気発生器伝熱管でNaリーク発生	
48	235	F69F016	SRE	配管・弁	1次系2BのNa配管の漏えい	
49	238	F93F003	BN-600	配管・弁	1次純化系配管からナトリウム漏えい	1 m ³
50	241	F81F007	BN-600	配管・弁	2次Na系蒸気発生器まわりゲート弁からの漏えい	300Kg
51	242	F90F001	Super Phenix	配管・弁	2次系FループでNa漏えい	10 Kg
52	243	F85F003	Phenix	配管・弁	2次系SGNa入口のT字管部からNa漏えい	約+Kg

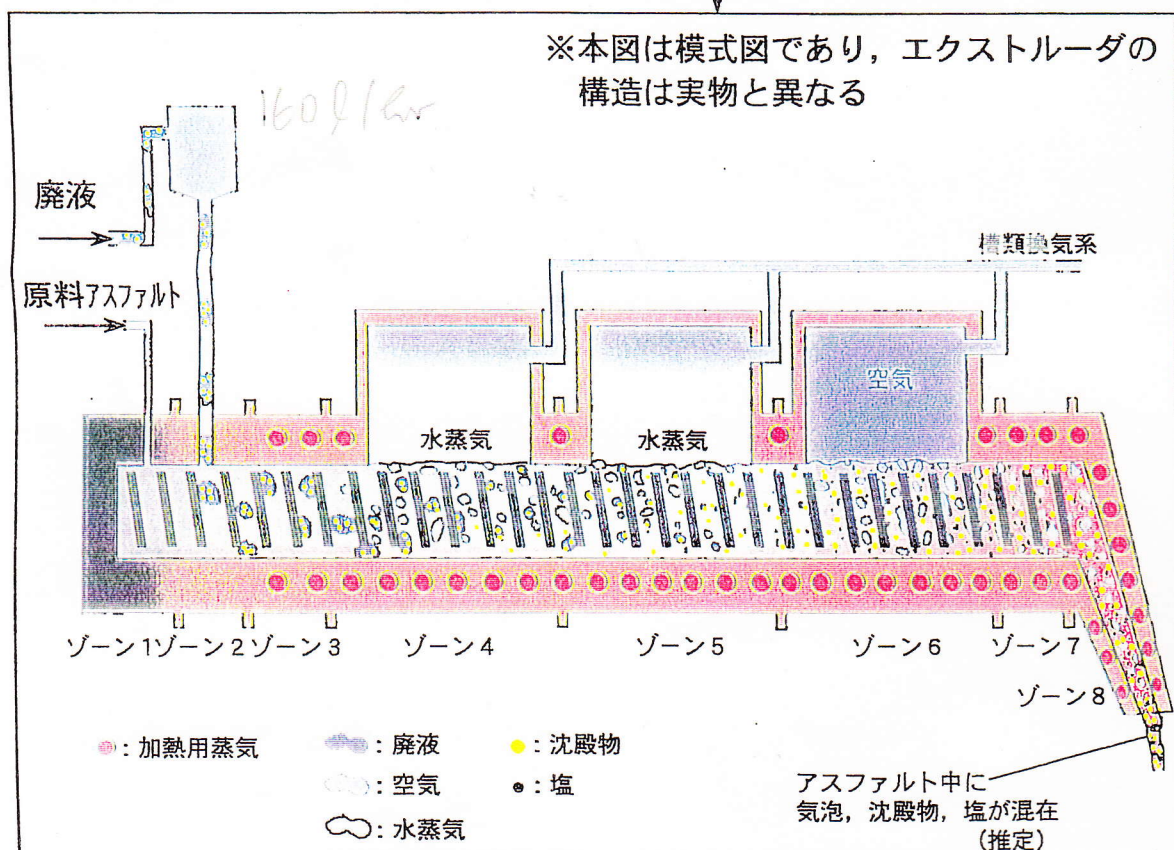
件数	No.	管理番号	プラント名	機器	件名	備考
53	244	F82F014	BN-600	配管・弁	2次系SG隔離弁からNa漏えい	
54	245	F80F004	BN-600	配管・弁	2次系ゲート弁からのNa漏えい	
55	246	F82F006	BN-600	配管・弁	2次系ドレン配管からのNa漏えい	10 Kg
56	247	F71F001	BOR-60	配管・弁	2次系におけるNaリーク	
57	248	F81F010	BN-600	配管・弁	2次系ブローダウン系T字管部(φ40)からのNa漏えい	
58	249	F84F002	BN-600	配管・弁	2次系ブローダウン系配管エルボ部からNa漏えい	
59	250	F00F005	EBR-I	配管・弁	2次系主配管からのNaK漏えい	
60	251	F91F001	BN-600	配管・弁	2次系主配管系カバーのシール部からのNa漏えい	
61	252	F84F008	PFR	配管・弁	2次系水素計配管Na漏えい火災	
62	253	F92F001	Phenix	配管・弁	2次系水素計戻り管T字部Na漏えい	
63	254	F82F001	BN-600	配管・弁	2次系水漏えい検出系配管からのNa漏えい	
64	255	F93F002	Phenix	配管・弁	2次系配管からの漏えい	
65	257	F86F014	SNR-300	配管・弁	2次系弁にNaが漏えい	
66	258	F71F008	BN-350	配管・弁	2次系弁ベローズが破損しNa漏えい	
67	261	F83F007	PFR	配管・弁	No.1再熱器下流2次系配管よりのNaリーク	
68	266	F79F004	FFTF	配管・弁	バルブのリーク	
69	276	F67F002	DFR	配管・弁	原子炉入口(二重管)部の溶接不良によるNaK漏えい	200ℓ/日 毎日
70	279	F75F001	BN-350	配管・弁	蒸気発生器ドレン用配管からのNa漏えい	
71	281	F84F011	BN-600	配管・弁	蒸発器Na/水漏えい検出系(音響式)からの漏えい	
72	282	F94F002	BN-600	配管・弁	中間熱交換器2次側ドレンラインのバルブ上流配管からの漏えい	1300 Kg
73	283	F83F013	EBR-II	配管・弁	微量ナトリウム漏えい	
74	286	F71F002	KNK-I	予熱ヒータ	2次系でNaが漏えいし火災	500~1000ℓ
75	290	F87F005	Super Phenix	炉外燃料貯蔵槽	EVSTからの漏えい	1800 Kg
76	300	F00F003	EBR-I	配管・弁	2次NaK系フランジ部でのNaKリーク	
77	301	F87F007	Phenix	配管・弁	2次系小径配管Na漏えい	
78	315	F85F012	SNR-300	コールドトラップ	2次系CT胴部・鏡部からNaが漏えい	
79	324	F71F007	EBR-II	ブラギング計	1次Na純化系ブラギンググループNa-Air熱交換器のNa漏えい	
80	326	F90F003	BN-600	ベーパートラップ	1次系Arカバーガス系VT胴部からNa漏えい	

件数	No.	管理番号	プラント名	機器	件名	備考
81	330	F73F008	Phenix	ラプチャーデ スク	蒸気発生器のラプチャーデスク軸受フランジでのNa漏えい	
82	332	F66F008	Rapsodie	回転プラグ	小型回転遮蔽プラグでのNa漏えい	1.5 m ³
83	333	F71F003	SEFOR	空気冷却器	空気冷却器からのNa漏えい火災	
84	375	F82F018	BN-600	配管・弁	1次系純化系EMP入口レデューサ部からNa漏えい	
85	376	F89F002	BN-600	配管・弁	1次系純化系からのNa漏えい	
86	377	F72F013	Phenix	配管・弁	2次Na系のドレインバルブよりのNa漏えい	
87	378	F90F006	BN-600	配管・弁	2次Na系蒸気発生器ドレン配管からの漏えい	600 kg
88	379	F74F006	PFR	配管・弁	2次Na系配管からの漏えい	
89	380	F88F002	BN-600	配管・弁	2次系DT入口ドレン管エルボ部からNa漏えい	
90	381	F66F007	Rapsodie	配管・弁	2次系Na注入用配管でのNa漏えい	
91	383	F80F008	BN-600	配管・弁	2次系ドレン配管からNa漏えい	
92	384	F91F003	BN-600	配管・弁	2次系ドレン弁溶接部からNa漏えい	
93	385	F74F012	Phenix	配管・弁	蒸気発生器上部再熱器仕切弁からのNa漏えい	30 L , 20 L
94	387	F73F003	PFR	配管・弁	中間熱交換器入口バルブでのリーク	
95	388	F87F008	EBR-II	配管・弁	弁ボンネット部からのナトリウム漏えい	
96	412	F72F003	BN-350	配管・弁	補助系バルブベローズの漏えい	

◎通常の状態



◎今回の事故直前の状態



	X線 (1 m S v)	空気による酸化損傷／1日
チミングリコール	2 4 6	6 4 3
8 オキソグアニン	2 2 8	2 8 2
DNA－重鎖切断	4 5 0	—

高自然放射線バックグラウンド地域

Country	Area	Characteristics of area	Approximate population	Absorbed dose rate in air* (nGyh ⁻¹)	Ref.
Brazil	States of Rio de Janeiro and Espirito Santo	Monazite sand; coastal areas	30,000	100 - 4000 (average 600)	[P4]
	Mineas Gerais and Goias	Volcanic intrusives in 6 km ² scattered inland areas	350	2300 average 14000 maximum	[P4]
India	States of Kerala and Madras	Monazite sand; coastal area, 200km long and 0.5km wide	100,000	200 - 4000 1500 average	[S19, S20]
	Ganges delta			260-440	[M13]
France	Central region	Granitic, schistous and sandstone area that includes about one-sixth of population	7,000,000	200-400	[J3]
Niue Island	Pacific island	Volcanic soil	4,500	1100 maximum	[M14]
Egypt	Nile delta	Monazite areas		20-400	[E3]
Iran	Ramsar	Areas of uranium and thorium deposition from spring water		700-30,000	[S21]

(注) 日本の平均 : 50 nGyh⁻¹

* Includes cosmic and terrestrial radiation

2. 新法人の事業

(1) 動燃の現行事業の分類

動燃の現行事業を第2部の改革のデザインで述べた分類に当てはめ、大別すると次表のような分類が考えられる。

レベル0	・フロンティア研究の一部
レベル1	・フロンティア研究の一部 ・先進的核燃料サイクル技術開発
レベル2	・高速増殖炉開発及びそれに関連する核燃料サイクル技術開発 ・高レベル放射性廃棄物処理処分の研究開発
レベル3	・軽水炉再処理研究開発
レベル4	・ウラン濃縮研究開発 ・海外ウラン探鉱
レベル5	・新型転換炉開発

(2) 新法人で実施すべき事業

世界における潮流と先駆者たる新法人の役割を踏まえつつ、第2部に描かれた存在意義、ビジョンに照らし合わせれば、新法人は、核燃料サイクルの確立に向け、公共性が高くリスクの大きい研究開発であって、特に、技術の実用化と安全性の向上を目指したプロジェクト指向型の研究開発に徹することが適当であり、新法人が実施すべき事業を整理すると次のとおりである。

①新法人の基本となる研究開発

新法人における事業の中核は、実用化の確度が高く、経済性の推定も可能であり、長期的かつ重点的に実施されるべきものであり、次の2つの事業を新法人の中核的事業として位置づけることが適当である。

- ・高速増殖炉開発及びそれに関連する核燃料サイクル技術開発
- ・高レベル放射性廃棄物処理処分の研究開発

高速増殖炉開発及びそれに関連する核燃料サイクル技術開発は、将来的に核燃料サイクルの中核をなす研究開発であり、我が国の将来、更には、人類の未来を見通したグローバルなエネルギー・セキュリティの確保に資する極めて公共性の高い研究開発であることから、新法人においては、その研究開発を着実に推進していく。その際、高速増殖原型炉「もんじゅ」を含む我が国の高速増殖炉の将来のあり方に関しては、現在、原子力委員会「高速増殖炉懇談会」で審議が行われているところであり、その審議結果、及び「財政構造改革の推進について（平成9年6月3日閣議決定）」を踏まえつつ、適切な対応をとる。

また、高レベル放射性廃棄物処理処分は、整合性のある原子力開発利用の観点から残された最重要課題として位置づけられており、新法人は、その研究開発を中核推進機関として着実に推進していく。

②先進的核燃料サイクル技術開発等

レベル1に分類される先進的核燃料サイクル技術開発とフロンティア研究の一部等、上記の中核的事業に関連する目的の明確な基盤技術研究については、新法人において実施されることが適当である。その際、大学、原研等関係機関との共同研究の積極的推進に配慮する。

③軽水炉再処理研究開発

軽水炉再処理研究開発については、当面レベル3に位置づけられる。東海再処理工場では、当面電気事業者からの契約による役務や、新型転換炉「ふげん」からの使用済燃料の再処理等を実施するとともに、現在建設中の六ヶ所再処理工場の運転要員の養成訓練にも役立てる。六ヶ所再処理工場が安定的に操業を実施する段階となれば、軽水炉再処理研究開発はレベル4と

なるが、その後においても、東海再処理工場は高速炉燃料再処理等の技術開発を行う施設としての活用を検討することになる。その場合には、高速増殖炉研究開発の一環と位置づけられ、レベル2となる。

(3) 事業の整理縮小

①他の研究機関への移管

レベル0に位置づけられるフロンティア研究の一部については、基本的に原研等へ移管、または廃止する。

②民間への技術移転

レベル4に位置付けられるウラン濃縮研究開発については、動燃の技術を基に、事業化が進められていることから、新法人として、技術、人材面等で協力しつつ、民間に技術移転する。また、動燃人形峠事業所のウラン濃縮原型プラントについては、立地地元自治体等とも協議し、適切な過渡期間において運転を停止し、濃縮機器の廃棄技術の研究に活用する。

同様に、レベル4に位置づけられる海外ウラン探鉱については、基本的に民間活動に委ねることとし、現在の鉱区の権益については、外国、共同事業者等に配慮しつつ、適当な過渡期間において、民間に移管するか、または廃止する。

③撤退事業

レベル5に位置付けられる新型転換炉開発については、その役割が終了しつつあることから、基本的に撤退する。「ふげん」については、立地地元自治体等とも協議し、適切な過渡期間において運転を停止し、廃炉研究に活用する。