

1292 73-01

分置

480D005

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。

01.11.30

[技術情報室]

高速増殖炉(LMFBR)の開発と環境

(受託研究)

1973年9月30日

財 団 法 人

政 策 科 学 研 究 所

Institute for Policy Sciences, Japan

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

研究テーマ 高速増殖炉 (LMFBR) の開発と環境

プロジェクト番号 480D005

研究委託者 動力炉・核燃料開発事業団

研究受託者 財団法人 政策科学研究所

研究期間 1973年5月10日～1973年9月30日

研究メンバー 主査 今井隆吉

幹事 竹下寿英

委員 立花昭

中川弘

東有恒

山脇道夫

協力者 稲垣達敏

吉鋪信也

Development of LMFBR and Environment

Abstract

Expecting the arrival of LMFBR age as important energy supplier before the end of the century, this report attempts to assess its impact on the environment. Major emphasis is on the "LMFBR age" and therefore avoids consideration of specific reactor design for specific site conditions.

Technology assessment is more of a concept rather than precise methodology in Japan today. Thus the approach taken is to clarify logical structure of LMFBR assessment, first comparing it with other technologies of energy production. Comparative pollution level between fission reactors and oil fired power stations with associated fuel cycle is important consideration. When one compares one fission reactor with another, such as between LMFBR and LWR, potential release of radioactive gas, liquid or waste has to be explored carefully. Then, it is important to look into such aspects of the reactors from the point of view of "what could happen when things went wrong?" These and other important environmental issues such as spent fuel transportation, reprocessing and DBA have been examined so that one may point to the important R&D items of immediate future.

Finally, the report tries to examine the problems of many LMFBR in our living environment. May be, "nuclear island" provide one possible solution. It is important that constant efforts to minimize adverse environmental effects should close the credibility gap between nuclear power industry and the public.

September 1973

Ryukichi Imai
Toshihide Takeshita
Akira Tachibana
Hiroshi Nakagawa
Aritsune Higashi
Michio Yamawaki

The work performed under contracts between Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation and Institute for Policy Sciences, Japan.

高速増殖炉 (LMFBR) の開発と環境

まえがき

高速増殖炉がいつの時点で大規模な実用時代に入ることになるかはまだはっきりしていない。技術的な問題点で今から開発を必要とする部門が多く残されているし、或る意味では設計の基礎データで今から確認を必要とするようなものが多数ある。これらが解決されて経済的な高速炉産業とその燃料サイクルが確立されるまでにはまだまだ日数がかかるものと考えねばならない。しかしながら次の3点については疑問の余地が少ないと思われる。

1. エネルギー需要の増大には限界があり、環境への考慮だけを取り上げても世界全体のエネルギー総消費はどこかで頭打ちにならざるを得ないとの議論がある。しかし工業先進国と開発途上国ではこのテーマの受取り方は違いがある。いずれにしてもエネルギー消費の絶対量はまだ当分は増加し続けることになるであろう。問題になるのはその増加率について今までのように無反省では居られないということである。
2. 増加するエネルギー消費をまかなう手段として既存の技術でいますぐの間合いのは石油、天然ガスと核分裂によるエネルギーしか無い。石炭の有効利用には地理的な制約があり、太陽熱、核融合等の新技術開発には時間がかかりそうだし環境上も問題無しとしない。天然ガスと石油には資源量の制約もある。核分裂エネルギーが理想的な形態では無いとしても今後これに依存する以外に実際的な手段方法は考えられない。
3. 現代の軽水炉は資源の有効利用の面で増殖炉に劣ることは、たとえばウラン濃縮をめぐる今日の問題を考えても明らかであろう。増殖炉の中ではプルトニウム系の高速増殖炉 (LMFBR) が最も技術開発が進み、結局次代のエネルギー供給に重要な貢献をすることになると考えられている。従って技術と産業の現実主義に基づく限り、遅くとも今世紀の末にかけて LMFBR の時代が来ると考えるのはいまのところ最も妥当な想定であろう。

この研究報告は動力炉・核燃料開発事業団から高速炉と環境に関する調査の委託を受けたのを契機として LMFBR と広汎な環境とのかかわり合いについて突込んだ考え方をしてみたものである。前提となる考え方は LMFBR の時代が今世紀末にかけて期待されること、

従ってこの種の原子炉が相当の敷建設された状態の下で環境に対してどのような影響を与えることになるかの検討に主眼を置いた。特定の敷地に特定の設計の高速増殖炉を建設するに先立って地理水文に到るまでを考える、いわゆるAEC流の「環境報告」はこの研究の対象には含まれない。

今回の研究は実質わずか3カ月の短期間に行なわれ、予算も非常に限られているので、単に全体をサーベイして主な問題点の指摘につとめたという以上のことは出来なかった。われわれにとって重要であったのは高速炉を環境問題と対比させた時にどのような枠組みで物を考えて行くべきかという点であり、個々の問題点の解明と全体の数量的な分析はこの考えの枠組みの中で当事者が今後十分な時間と人手とお金をかけて解決して行くであろうことを期待する。

なお、この研究をすすめるにあたって、終始御指導を頂いた、東京大学 向坊隆教授に感謝する。また三島良績氏（東京大学教授）、中島篤之助氏（日本原子力研究所）から非常に貴重な御意見を頂き報告の作成に当たっているいろと参考にさせて頂いたことに改めて謝意を表したい。

1973年 9月30日

主 査 今井 隆 吉（日本原子力発電㈱）

幹 事 竹 下 寿 英（政策科学研究所）

委 員 立 花 昭（日本原子力発電㈱）

中 川 弘（東京電力㈱）

東 有 恒（日本原子力発電㈱）

山 脇 道 夫（東京大学原子力工学科）

協力者 稲 垣 達 敏（東京電力㈱）

吉 鋪 信 也（電力中央研究所）

高速増殖炉（LMFBR）の開発と環境

目 次

| | |
|--|-----|
| 第1章 環境問題の考え方（序論と要約） | 1 |
| 第2章 エネルギーと増殖炉 | 9 |
| 第3章 火力と原子力の比較 | 12 |
| 第4章 高速増殖炉，軽水炉，高温ガス炉における 環境関連諸量の相互比較 | 18 |
| 4.1 熱効率および温排水生成量 | 18 |
| 4.2 燃料サイクルの炉型による差 | 23 |
| 4.3 原子炉施設からの平常時放出廃棄物 | 27 |
| 4.4 再処理施設からの平常時放出廃棄物 | 46 |
| 4.5 成型加工施設からの廃棄物 | 49 |
| 第5章 Specific な問題点 | 51 |
| 5.1 FBRの運転中における燃料トラブルの予測 | 51 |
| 5.2 Na 漏洩およびNa 火災 | 58 |
| 5.3 機器の健全性と環境 | 63 |
| 5.4 使用済燃料の輸送 | 69 |
| 5.5 FBR燃料の再処理 | 78 |
| 5.6 今後長期的にR&Dとして強化すべき課題 | 84 |
| 5.7 各炉型のDBAモデルの比較 | 87 |
| 第6章 多数の原子力発電所の立地 | 98 |
| 6.1 土地利用の問題 | 99 |
| 6.2 その他の問題 | 102 |
| 6.3 ニュークリア・アイランド | 103 |
| 第7章 紀元2000年への問題（結語） | 105 |

第 1 章 環境問題の考え方

(序論と要約)

テクノロジー・アセスメントはわが国では目下のところまだ「概念」であって確立された「手法」にはなっていない。従って高速炉と環境のアセスメントを全体的にコンシステントな数量モデルとして実施することは不可能である。そもそも「高速炉」も「環境」も現時点ではまだ厳密な概念とはなっていない。このあたりを良く考えてみるのが問題にとりかかる出発点であろう。

- a) まず概念としての増殖炉を考え、エネルギー資源として他の手段、たとえば化石燃料や普通の熱中性子原子炉と比較することは可能である。潜在エネルギーを考えると、増殖炉は化石燃料より三桁ぐらい多いことになる。もう一つ大切な点は増殖炉の登場によってエネルギー資源入手に当たっての地理的な制約が取りはらわれ、たとえば中東の石油とかカナダのウランと言った産地中心主義が排除されることになる点であろう。工業技術があれば資源の地理的依存は無くなるということはエネルギーに関する経済と政治の考慮を大きく変化させるし、今日のいわゆる「エネルギー危機」の世代にあっては国際政治に対する影響も極めて大である。これは高速炉が考慮されるよりになった当初から一般に指摘されているテーマであるが、非常に重要なポイントなので整理した形で第 2 章で触れる。
- b) ところが、それだけのことであれば核融合と太陽熱で少なくとも増殖炉と同じ程度のことが達成出来るであろう。どちらもエネルギー資源としては実質的に無限に近いし、もちろん地球上どこにいても殆んど自由に入手出来る筈である。この二つにどの程度のウエイトを与えるかは矢張り、それを達成するための工業技術が夫々どんな水準に達して居り、将来の開発速度がどうなるかという点に依存している。今日のところ LMFBR の技術開発がソ連、英国、フランスなどで原型炉運転の時代に入り、米国、西ドイツが原型炉建設に着手しているのに比べると核融合反応の D-T 炉ではプラズマの閉じ込めという基本的事象の実現にすらまだ成功していない。米国原子力委員会が最も楽観的に考えたとしている計画でも D-T 試験設備の完成が 1982 年、原型炉が 1990 年代後半とされている。

- c) 技術完成のタイミングの問題は或る程度までR & D努力の注入の程度如何によって左右される。近年世界各国で一部の人が唱えている議論に、原子力のうちでも放射能汚染を人間環境の全体に拡げる危険のある核分裂反応炉の開発よりはクリーン・エネルギーである太陽熱や核融合の研究にもっと力を入れる可きだと言うのがある。今日のように技術開発の規模が巨大化し、且つ科学技術の進歩が必ずしも市民の日常生活における幸福と直結はしないと考えられる時代になると研究開発の資源(Resources)をどのように適正配分したら良いかが大きな問題である。最初に指摘したようにテクノロジー・アセスメントの数量モデルが技術の各分野について作れる状態になっているのであればこの問題にも答えが出せる筈である。現在の段階ではごく一般的なことしか言えないのが実情であり、これについては同じく第2章で触れた。
- d) 核分裂型の原子炉を考える時、軽水炉については今日まで或る程度の建設経験と運転実績が積み上げられて来ているが、増殖炉については実用的な諸元の段階での実績は殆んど無い。混合酸化物を燃料として或る程度の出口温度を達成した発電用原子炉が本年からソ連やフランスでやっと運転開始する状況であるから、商業条件で100万KWといった発電所がどのような挙動をするものか経験的知識は皆無である。このような場合の第一次近似として、対象とする原子炉は平常時においては敷地境界で as low as practicable , たとえば5ミリレム/年を達成し、事故時には必要な工学的安全装置が働いて災害を規定の範囲に止めるようになっているものと仮定する。そのような条件を満足するところまで技術開発が進まねば原子炉の設置は許可されないであろうし、それで経済的な発電が出来るのでなければ電気事業は他の代替発電手段を探すことになるであろう。この考え方はLMFBRについて言えば今後の研究開発の内容と、達成される発電コストを環境からの要請を主体として規定しようとするもので、これからのエネルギー政策では避けられない態度である。
- e) そのような条件の下で核分裂反応炉と火力発電の双方について環境に与える影響の程度を比較してみると、一般的に言って原子力のほうが火力よりも有利であることがわかる。Chauncy Starr 等がカリフォルニア大学(UCLA)で行なった研究に(註1)

註1 Public Health Risk of Thermal Power Plants. C. Starr, M. A. Greenfield. UCLA-ENG-7242 1972.

よると、一般に原子力の場合は規制値が放射性物質の敷地外放出量によってきまり、それが遺伝的影響を主体に自然放射能の変動幅以下に抑えられているのに対し、石油火力における SO_2 、 NO_x の規制は人間に呼吸器疾患を具体的に起こさせるレベルに近いところで規制されている。 SO_2 、 NO_x も DNA に作用して遺伝的影響を与えることは考えられるので、軽水炉を中心に見ると平常時も事故時も、一定の区域に対して許容される発電所の数は原子力のほうが桁違いに大きいことになる。この内容は第3章に概略を紹介するが、Starr 等の立論は原子炉にとって有利なケースをひきすぎており、また環境問題といわゆる public acceptance の問題を混同しているきらいがあるのだが、全般的に言ってこの種の比較の手法の導入は有用な試みであり、また同論文と同じ立場に立つ限り、数量的な事柄は別としてその主たる結論自体に大きな間違いは無いようだ。

f) 次に同じ核分裂型原子炉の中で熱中性子炉と高速炉を比較した場合どうなるかを考えてみる。第4章は LWR (PWR 及び BWR)、LMFBR、HTGR について平常時の放射性物質排出の比較を試みたものである。上記 d) に述べたような第一次近似を採用する限り、個々の原子炉については敷地境界での排出量を一定の規準に従うものとするのであるから、相違はそのような排出規準を達成することが比較的楽か難かしいかという点にしか現われなない。このことはいわゆる design basis accident (DBA) についても同様であって、事故の発生確率の相違と、それに対抗する工学的安全装置の設計の難易の問題はあっても最終的には同一の規準を満すものと仮定せざるを得ない。そうなれば答は簡単であって、発電所熱効率の高いほうが敷地外への廃熱の排出が少なくだけ環境の考慮からは有利ということになり LMFBR の相対的有利さは動かぬところである。第4章ではこれらの問題について或程度突込んだ考察を試み、且つ再処理廃棄物を含めて燃料サイクル全体についても考慮した。極めて大雑把に考えると分裂生成物 (f.p.) に関する限り、熱効率の高いほうが電気 1 KWh 当りの核分裂が少なくて良いことになり有利である。なお燃料サイクル全体を対象とする考えを石油火力に適用すると、石油輸送に伴う海洋汚染、パイプライン事故やタンカー火災のケースなどを石油発電所の 1 KWh 当りのリスクに引き直す計算が必要であり、これはデータが不足で実行が困難であるばかりでなく、既存の石油化学工業による環境リスクそのものの評価

とリンクさせなければ意味をなさないという複雑な問題を生じる。

g) ここまででわかるように、原子力について環境を論じる時には放射線の影響を中心とすることになる。米国原子力委員会が典型的な LWR の燃料サイクルについて環境評価をした際には弗酸の漏洩、土地及び水の使用状況から、重量物運搬に伴う事故などまで含めているが、原子力についてカテゴリカルな対比をする場合は問題を放射線に限って良いであろう。この場合問題を平常時漏洩（微量放射線長期被曝の問題）と事故時の安全性に分け、いっぽうでは地球環境全般への平均的影響（たとえば紀元 2000 年に北半球における 85 Kr の濃度がどうなっているか等）とこれに対するに特定の発電所敷地周辺における局地的な問題に分類するのが普通である。この夫々について考察を加えることは今回の報告書の範囲の外であるが、一つの考え方として問題を敷地周辺の安全性に限定した議論から始めるのが最も正当的な立場であろうと考えられる。これは他の分野に問題が無いという意味ではもち論無く、いわゆる安全の論議の中ではこれが一番厄介な論点になっているからである。DBA の考え方については第 5 章の中で一般的な形で LWR, HTGR, LMFBR について比較してある。

h) 事故に対する考え方はそのように重要なポイントではあるが、これを正面から取扱うには安全性そのものについて深く突込んだ吟味が必要となる。もっと具体的に考える必要があるのは通常運転にかかわる問題である。LMFBR と LWR の放射性物質の環境への放出についての一般的な比較を第 4 章で行なったものの、これは飽くまでも表面的な設計値に関するものであって、このように複雑な工学的対象が決して設計通りに 30 年間にわたって作動するわけのもので無いことは明らかであろう。ことに LWR が今まで積み上げて来た経験からすると、より高出力密度の燃料が $100,000 \text{ MWD/Te}$ も燃える間には破損は従来考えられていたのとは違うモードで発生するであろうし、その際 Na 中に溶け出す Pu や f.p. がどのような挙動を示すか、Na 中での trap やカバーガス中での捕集が果してこれらを有効に除去出来るのか、各 Component は LMFBR の使用条件でどの程度の健全性が期待出来るのか等実験的にもわかっていない事柄が多い。そのような条件下で Na の漏洩や Na 火災があるとどうなるか。つまり通常の発電所として運転する時に従業員の被曝レベルはどうなるか、敷地内に累積される各種レベルの放射性廃棄物はどの程度になるか、敷地外放出が規準を越すチャンスが

どのくらいあるかなどは DBA の妥当性とは別個に改めて検討を必要とする。また LMFBR から取出された使用済燃料は現在想定されているように水蒸気洗浄をして敷地外に送り出すとしたらその際どのような問題を生じるのか。r, 中性子, 発熱ともに LWR の使用済燃料よりはずっと高いので果して無事に公道を輸送するキャスクが設計出来るのか, 再処理のための適当な乾式法が開発出来るのか, 再処理後取出された Pu は当然 r も中性子線も強いと考えねばならぬとしたら再加工にはどのような手段が必要になるのか, またこれ等の経過を通じて経済的に意味のある倍增時間が維持出来るのか等問題は尽きない。第 5 章ではこれらの主な点を取り上げて, 国内外の権威者の意見, 内外の文献等に基づいて整理を試みた。いわば前記 d) に述べた第一次近似で比較を進められるようにする為には今後どういった分野で R & D が進められねばならないかの指摘だとも考えることが出来る。特に LWR の安全性の論議が過去にたどって来た道を振り返ってみると, 初めは人口の密集区域から離れていた故もあって安全設備も簡単で良かった。原子炉敷地が都市に接近し, 且つ出力も大型化するにつれてまず格納容器が必要とされ, 次いで炉心の緊急冷却装置がつけ加えられた。出力密度の上昇と共に燃料挙動の具体的な詰めが必要となり, また緊急冷却装置の作動そのものに疑が持たれるようになったのが今日の状況である。LMFBR の安全設計についても問題点が具体化するにつれて同様な考え方の変化があるものと考えねばなるまい。

i) アメリカの環境団体 Friends of Earth が今年初め上下両院合同原子力委員会 (JCAE) で LMFBR demonstration 計画に反対した証言を行なった際に特にとり上げたのは次のような点である。

- i) LWR に比べ出力密度は約 10 倍で核反応が速く, しかも Na は水, 空気との反応が激しく且つ不透明であるなど事故時の危険が大きい。
- ii) Pu inventory が多く, また本質的に LWR に比べ不安定で制御が難かしい。
- iii) 使用済燃料や Pu の輸送が増えて危険であり, また非合法団体が Pu を盗み出して社会不安を醸成する危険がある。
- iv) 多量の放射性廃棄物 (超長半減期のものを含む) の安全な最終処理方法が無い。
- v) 増殖炉を実現させないとエネルギー資源が不足するというのは虚構の物語である。

この意見の中にはかなり一方的な物の観方が含まれているが, 同時に 2 つの点につい

て本質的な問題を指摘している。それは原子炉が社会の日常生活に浸入して多数建設された時の安全問題は個々の炉に対するものの積み上げ以上のものがあること及び安全の考慮を public acceptance という面からみるとそこにはかなりの主観的要素が含まれ、いわゆる credibility gap が存在するという2点である。

- j) LMFBR の時代の到来が今世紀の末になるだろうということは、少数の高速炉が日本の海岸線のところどころに建設されるというイメージで物を考えてはいけないことを意味する。

その時になると現在考えられる程度の敷地候補地点は既に6000万KWを超えるLWR発電所群によって占領され、LWR発電所を維持するための燃料サイクル産業が国内の到る所で活動している姿をまず思い浮べる必要がある。高速炉が同じく数千万KWのレベルでそれらに互して建設、運転されることになるのであろうか。同じく敷地周辺の問題といっても、日本国内の非常に多くの面積がどれかの発電所の「周辺」に含まれる事態を考えると、高速炉と環境の問題を従来のように新たに原子力地帯を作り出して行くに当たっての住民の反応を中心として考えたのでは誤りに陥入ることがわかる。恐らく何等かの形で通常の社会生活圏から隔離された場所に原子炉と燃料サイクルの大コンプレックスを作るようなことを考える必要があり、場合によってはLMFBR時代の到来に先立ってLWRでこのような方式を実施しないと、6000万KWのLWRそのものが成立たないかも知れないのである。第6章は特にこの点に触れた。

- k) 環境問題のうちで特に安全に関する部分は多分に主観的な側面を持っている。通常原子炉事故を論じる時は、発生確率×災害の大きさ＝災害期待値を中心に話を進めるのであるが、工学的安全施設が作動せず災害に到る確率が 10^{-6} のオーダーで、災害の大きさがWASH-740を例にとって 10^3 人の規模に達すると、単純な確率論の扱いには問題があり、災害期待値として 10^{-3} をとって他の事故と比較すること自体意味が薄くなって来ることは、われわれの日常生活が交通事故には比較的無関心になっているのに飛行機ハイジャックには社会の耳目が集中することを考えれば良くわかる。結局は社会的評価の問題であると同時に、事故が発生する前の時点では、個人個人にとっては主観的に安全と判断できるか否かというだけの問題に帰着するであろう。公衆の1人1人が安全設計の工学的内容や放射線の影響についてこまかくフォローして理解、納

得することは出来ないのであるから、このことは結局社会を代表して安全の判断をする機関が大衆の信頼を得ているかどうかという点に帰結する。最終章ではこのような credibility 回復の問題を含めて高速炉と環境について将来の進め方についての考察を加えた。

以上述べたことを図示すれば、図1-1のように示せるであろう。

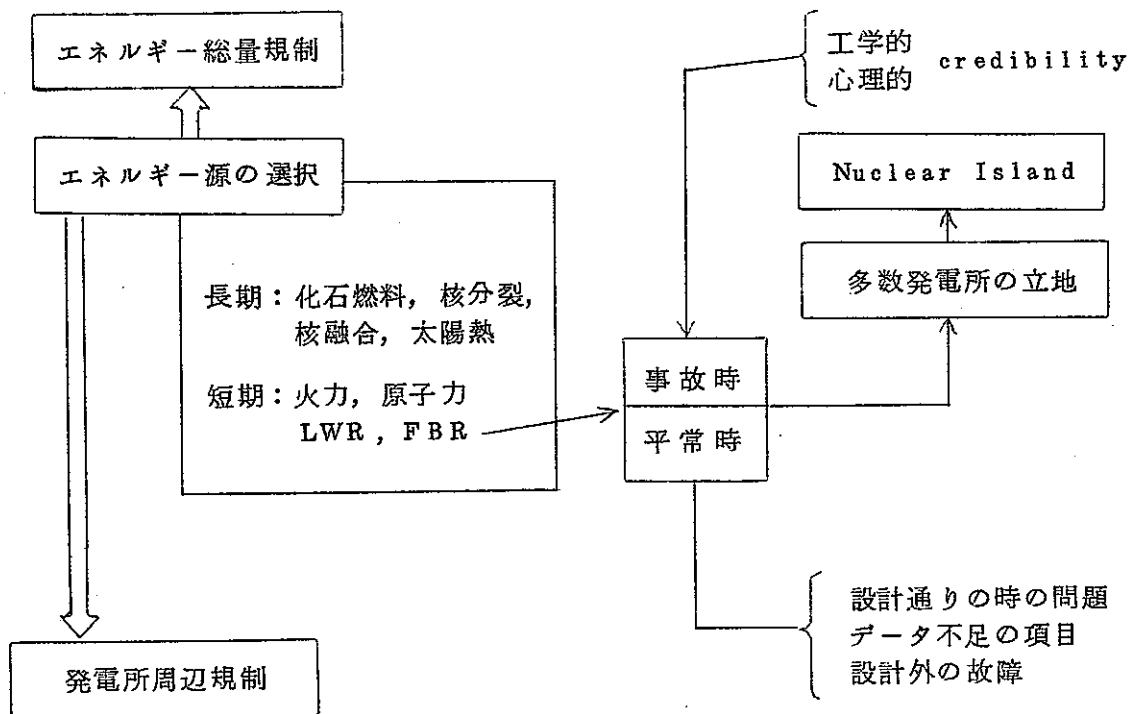


図 1 - 1

このように a) から k) までの諸点を列挙してみても明らかなことは、問題点を論理的に整理してみるだけで非常に大仕事になるという点であろう。整理の仕方は必ずしも此処に述べたものだけには限るまい。一番初めに明らかにしたようにこの報告書は具体的な設計の問題には立入っていないし、また特定の敷地に原子炉を置いた場合のことは考慮の対象から除外している。たとえば温排水などは除外した問題点の例である。高速炉と環境などというテーマはテクノロジー・アセスメントの一般論としてだけ考えてもこれだけの複雑さがあることになる。一般に知られているだけでも米国の原子力界は USAEC を中心

に多数の技術スタッフや国立研究所の能力を動員して、LWR に関する夫々のトピックスについて定量的情報を含めたレポートを次々と公表している。(註2) わが国で LMFBR の開発に当り、或いはその政策を樹立して行く可き衝にある担当者がこの重大な問題について単なる一般論でお茶を濁そうとすることが無いよう、特に強い希望を表明しておきたい。

註2 例えば、USAEC のものとして

- Draft Environmental Statement Concerning Proposed Rule Making Action, 1973.
- Environmental Survey of The Nuclear Fuel Cycle, Nov, 1972.
- The Safety of Nuclear Power Reactors (Light Water Cooled) and Related Facilities, WASH 1250, 1973.

第2章 エネルギーと増殖炉

資源としてエネルギー問題を考えるに当って一番簡単で且つ説得的な議論はかつて1966年にアメリカ連邦政府が行なったサーベイの結果をとりまとめた次表をみることである。表の右側のらんでウランとトリウムに書かれている数字は増殖炉の実現を仮定した場合で、実質的に無限と言って良いことがわかる。

| 単位 $Q = 10^{18}$ Btu | 知られている埋蔵量 | | 潜在的埋蔵量 | |
|----------------------|--------------|-----------|----------------|--|
| | (現在の利用技術による) | | (将来開発される技術による) | |
| 石炭 | 18 | 340 | | |
| 石油 | 19 | 28 | | |
| 天然ガス | 19 | 22 | | |
| 頁岩油 | --- | 12,000 | | |
| ウラン | 0.9~1.2 | 4,000,000 | | |
| トリウム | --- | 5,600,000 | | |

その後新埋蔵の発見などもあってこの数字に多少の変化は生じているかも知れないし、また増殖炉実現によってウランやトリウムの潜在エネルギーの何%か実用化されると考えるかには意見の相違はあるかも知れない。しかし、この表が示す主旨には変りは無いのであって、これを現在の観点からみると次のように要約することが可能である。

a) この報告書の題目は「Energy R&D and National Progress」というもので、アメリカ政府が1966年の時点でエネルギー問題の非常に重要な側面が技術開発にあると認識していた点が特に興味を持たれる。最近になってアメリカは原子力委員会を改組して、エネルギー研究開発庁(ERDA)と、規制及び許認可を主体とする原子エネルギー委員会(NEC)とに分割する機構改革を進めている。原子力についてはLMFBR demonstration計画、核融合を含めてすべてこの全般的なエネルギー研究開発庁の傘下に入ることになっている。

b) 実質的に無限だという意味は、たとえば紀元2050年における全世界のエネルギー消費を推定してみるとわかる。1970年のアメリカの年間エネルギー消費は約0.07Qであった。1970年の全世界は、 4×10^9 人が1人当たり2KW(熱)の消費とし

て、約0.24Q/年である。2000年に 7×10^9 人、1人当り10KWとすると21Q/年、2050年に 10^{10} 人、20KW/人とすると6Q/年となる。ウランとトリウムは明らかに十分以上、石油と天然ガスは資源としては枯渇、石炭はまだ余力があるといった程度であろう。

c) 果して紀元2050年に年間6Qものエネルギーを消費して居て良いかどうかは全く別の問題である。1972年にローマクラブが公表した「成長の限界」が一つの警鐘である。今のところ環境に何等かの悪影響を与えないエネルギー発生手段は無いのであるから、どこかで使用エネルギーの総量が規制される事態は考えられる。年間6Qのエネルギーを消費するに当っての熱効率を何%と仮定するにしても、相当量の廃熱は大気や海洋に放出され、これはやがて全世界の気候や降雨パターンに相当の変化を生ぜしめるほどのものとなる。エネルギー消費の限界は何かこのようなグローバルな観点から決まって来ることになるであろう。

d) 増殖炉と熱中性子炉の相違をたとえばウラン濃縮装置の観点から強調する人々がある。たしかに今のままでLWRの建設が進むと1980年代の初期には新しい濃縮工場が必要になり、設備投資として4000億円から6000億円の新工場が18カ月に一つの割りで必要になる。濃縮の技術が国家機密として扱われている現状と相俟って、これは資源の地理的依存性をより強調する結果になっているのは事実である。しかし今ここで考える程度の長期的観点からするとプルトニウム燃料サイクルにも取扱いの安全性、グラブボックス内の遠隔操作で燃料を作るため加工費の増加などを含めそれなりの問題点があるので、ウラン濃縮問題が必ずしも決めてにはならないであろう。

増殖炉の利用が目下の処資源的にみて他の如何なる方法よりも優れているとして、これは飽くまで傾向的なものであって、絶対的にこれに優る手段がないという程のものではない。特に放射能汚染の可能性、重大事故の確率がゼロになり得ぬこと等、誰もが気にするところである。もし同じくらい無限の潜在エネルギーを持ち、しかも非常にクリーンだという他のエネルギー方式があれば非常に望ましいであろう。良く例に挙げられるのが核融合と太陽熱であり、これら代替エネルギーの研究開発に更に一層の努力を集中するのが望ましいことは言うまでもない。問題は今のところこれらのエネルギー源は到底実用化の段

階には到って居らず、技術史の過去の事例からすると大規模に工業的な利用が可能になるまでにはまだ最低20年か30年はかかりそうなので、それをあてにして増殖炉の技術開発を中止するわけに行かないことは明らかである。

その上、問題をもっと具体的に考えると、核融合も太陽熱も単純にクリーン エネルギーだとばかり言えないことがわかる。融合炉についてみると今考えられているD-T反応炉は ${}^3\text{H} + {}^2\text{H} \rightarrow {}^4\text{He} (3.6\text{MeV}) + n (14.1\text{MeV})$ の形で高エネルギーの中性子を多数発生する。 $4 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ というのだから、この14.1 MeVの中性子束がたとえばニオブ製の反応容器を放射化すると、100万KWの発電炉で100億キューリーもの廃棄物を発生し、一連のNbの状態が出来、その半減期が13.6年と極めて長いことを考えると計算の仕方では核分裂型原子炉よりも出力当りの放射性廃棄物は約4倍になるとも言われている。またこの容器を常時冷却するため生ずる廃棄熱もばう大な量になる。これと100万KW D-T炉で常時1億キューリーと言われるトリナウム インベントリーが外部に洩れる危険とを考えると単純にクリーン エネルギーかどうかの結論を導くのは無理のようであろう。

同じことは地球周辺軌道を巡る太陽熱発電所から大電力をマイクロウェーブで地上に送電する方式の安全性を評価するに当てても考えねばならない。これらのことは決して核融合や太陽熱が将来のエネルギー源として不適格だという意味ではなく、ただ技術が開発されて実用化されるまでに乗り越えねばならぬ障害がいかに多いかを示す一つの例としてとり上げてみたに過ぎない。

高速増殖炉、核融合炉、太陽熱はこのように夫々が実用化されるに要する年月が違い所要研究開発費、環境に与える影響等が不確かなので、これらを一元的なパラメーターによってcost/benefit分析をして、開発努力の適正配分を計算することは現実問題としては不可能である。LMFBRに対する開発努力を怠って良いという結論はどうやっても出て来ないと言うのがせいぜいの処であろう。

第3章 火力と原子力の比較

原子力の開発は、その潜在的に巨大な危険性の故に、計らずもテクノロジー・アセスメントの視点からは一番研究と検討が重ねられて来た分野である。しかしこのレポートの主題のひとつである放射線の人体に対する影響については発電所から通常運転時に排出された放射能による顕在化した障害例が少いことや、遺伝的影響までも研究しなければならないため、長年の研究によっても未だ詳らかではない。

いっぽう、いおう酸化物などの、在来型のエネルギー生産に伴う排出物についての環境基準は、これらによる臨床的な害が発生しやすく、感覚的にもそれと自覚されやすいため、呼吸器障害などはっきりした影響を基準にしていると言えよう。

放射線の場合は、遺伝などの確率的可能性を規制の拠りどころとしている点が重要であるが、これに対していおう酸化物などの汚染物質についても長期的に遺伝に及ぼす影響を心配しなくともよいという科学的根拠は、つきとめられていない。

カリフォルニア大学のC. Starr^{*}は、原子力および火力発電所の平常運転によって、周辺の公衆（1千万人）にアメリカの環境基準限度いっぱいの影響を与えた場合を想定し、そのリスクを次表のように試算している。

表3-1 公衆のリスク比較（平常運転時）

| 型式 | 年間平均死亡推定数（1千万人当り） |
|------------------|-------------------|
| 原子力（癌による死亡） | 1. |
| 石油火力（呼吸器疾患による死亡） | 60. |

ここで原子力については、米国原子力委員会による、環境に対する指針（改訂）の集団平均線量限度 1 mrem/Y 、癌による死亡率は直線関係を考へて 3×10^{-5} 死/rem をとっている。（後述 BEIR レポートでは、 2×10^{-4} 死/rem で、一千万人当り2人の死となる。）石油火力については SO_2 の平均濃度 0.03 ppm 、浮遊粉塵濃度を約 $0.7\text{ }\mu\text{g/m}^3$ と見積ると上の数値が裏付けされる。^{**}

* C. Starr et al., "Public Health Risks of Thermal Power Plants"
UCLA-ENG, -7242 May 1972

** "原子力の安全性" AR-4 政策科学研究所 1973.8

現実的には一千万人の人々がすべて規制限度いっぱいの影響をうける場面は考えにくく、実際はこの数値より相当低くなるだろう。それにしてもここにみられる一千万人当り年間1ないし60人の死亡率は、この人間社会では極めて低いリスク水準と見なしてよいのではないか。

米国科学アカデミーのBEIR レポート(1972)*を引用したWASH 1250によると、全身線量をうけた場合の人一rem当りのリスクは、白血病が 2.6×10^{-5} 、その他致命的腫瘍は 7.5×10^{-5} となっている。これらにより1千万人当り、1mrem/yを寿命70年間うけるとするとき、白血病20人、その他致命的腫瘍60人というリスクになる。一方自然発生している白血病、およびガンは1千万人当り70年の寿命期間内に、それぞれ64,000人、220万人に及んでおりそのうち半数が致命的とされる。仮にこのように同一症状について放射線によるリスクを自然死とくらべると、80対113万すなわち、1/14000にとどまる計算になる。

このように、原子力についての規制は、自然発病の割合に比べて何桁も小さいインパクトから発している。やはりC. Starr等による第3-1図にこのことは非常にすっきり整理されている。

第3-1図には放射線の全身照射、 SO_2 、 NO_2 それぞれについて、致死レベル、診察でわかるレベル、自然のバックグラウンドレベルおよび連邦基準が示されている。放射線の規制値は、自然のレベルよりさらに低いところにあるが、一方 SO_2 の規制値は診察でそれとわかるレベルになってはじめて法の束縛をうけることになっている。この違いは特筆大書しておきたい。さらに放射線の、ICRP基準は、個人に500mrem/年、集団平均が170mrem/年に対して最近ではいっそう厳しく実際の運用と指針が、自然にうける放射線レベルの変動巾以下に押えられるようになった意味は大きい。

* "The Effect on Populations of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation" 1972 National Academy of Sciences, National Research Council

* WASH 1250, "The Safety of Nuclear Power Reactors (Light water cooled) and Related Facilities. July 1973.

しかし近頃は火力の場合も排出物の生物に対する影響は、放射線の場合に劣らず未知の事柄が多いことが改めて反省され、今後の検討が必要とされ、従ってこれらの基準自身も流動的になっている。

このように、放射線の影響や規制の根本を検討することが、高速増殖炉の環境へのインパクトをみてゆく上で基本となることであり、それにもとづいてはじめて、燃料サイクルの軽水炉との比較における評価が可能となる。

事故に伴うリスクに関して、C. Starr 等は 1000 Mwe の火力発電所と原子力発電所に対する、確率は低い、起これば大事故として公衆に危害を与える場合について、比較を試みている。

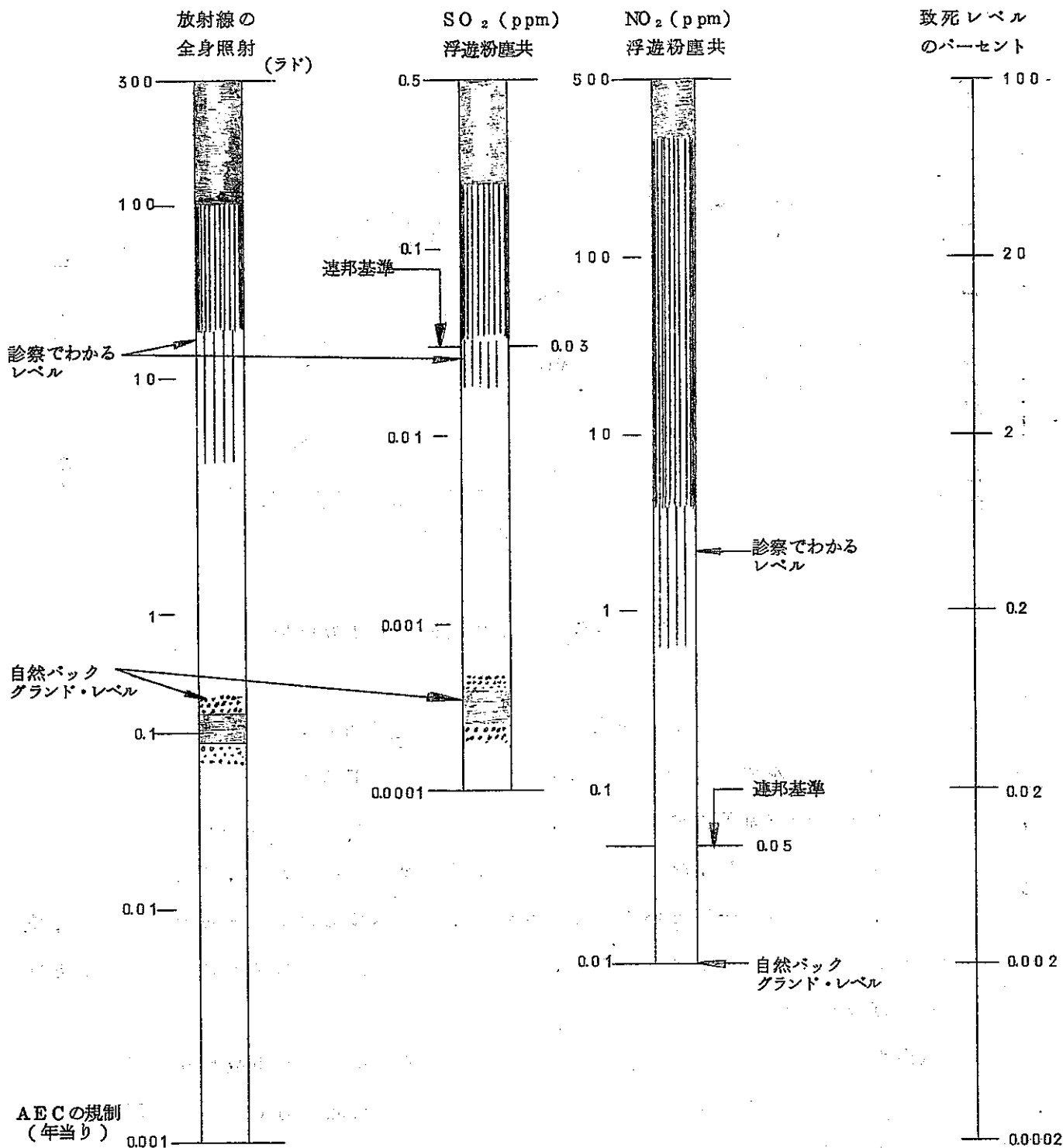
火力発電所の場合については、200万バレルの貯油タンクが近くにあり、それが大火災を発生する確率が、API（米国石油協会）の過去5年間にわたる、バルク・ターミナルとパイプライン・ステーションの事故統計から求められた。

また原子力発電所については、1000 Mwe 加圧水型炉での冷却材喪失事故に関する Otway 等の分析による、¹³¹I 当価の放射性物質放出量とその確率を利用している。1000 Mwe の高速増殖炉の事故についても同様に分析し、事故による全体としてのリスクは、加圧水型の場合と余り違わないと述べている。

これら火力および原子力発電における SO₂ と放射性物質放出量が、年当り確率とどういう関係にあるかを、第3-2図に示す。

* H. J. Otway and R. C. Erdmann "Reactor Siting and Design from a Risk Viewpoint" Nuclear Engineering and Design 13(1970) 365

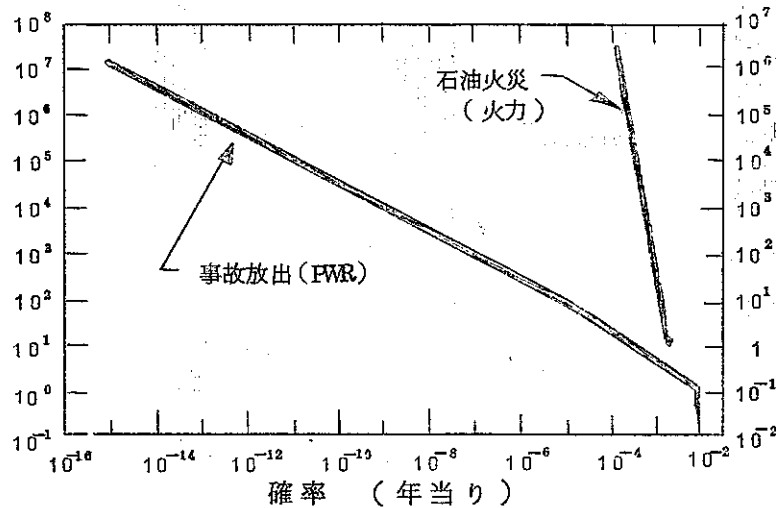
図 3 - 1 汚染の健康への効果比較



注) 診察 : "in vivo" clinical measurements on man

注) 各スケールで、単位は異なるが、10倍当りの長さを同一にしている。

放射性物質放出量 (I¹³¹ 当価キユリー)



SO₂ 放出量 (ポンド)

図3-2 SO₂ および放射性物質放出量

この表からみられるごとく、石油火力では狭い確率の範囲で、事故の規模が大きくなっており、200万バレルすべてがもえる火災 (7×10^6 ポンドの SO₂ 発生) の発生頻度は 10^{-4} / 年となる。一方原子力の場合には、大きな事故の確率は火力の場合に比べてずっと小さいこととなる。しかし、原子力の場合には、その歴史が浅いため、十分なデータがないと同時に、何百万年に一度ということになれば、たとへ多数の炉があったとしても、実証がむづかしいし、またひとつの事故で、確率が大きく変化してしまうこととなることは注意されねばならない。

この放出を、公衆へのインパクト (ロサンゼルス地区を想定した事故当りの死亡者数) という形に直すと、人口百万人当り、年間平均にならして石油火力では 2×10^{-5} 死、原子力では 6×10^{-6} 死となる。(この結果は人口密度の分布が変化すれば、もちろん異なった数値になる。)

このように火力と原子力の事故の場合の比較をすることが出来、その意味で Starr 等

の仕事は、そのパイオニア・ワークとして高く評価されるが、その考え方が受け入れられるかどうかについては、多くの点で今後の議論が必要とされる。たとえばリスクについて論ずる場合、このように単に災害規模と発生の確率をかけ合わせ、災害の期待値を計算して比較すればすむだろうかという点についての疑問は未だとかれていない。すなわち、発生確率が千分の一で一人が死ぬ事故と、確率が百万分の一で千人が死ぬ事故とでは、 $\frac{1}{1000} \times 1 = \frac{1}{1,000,000} \times 1000$ というだけでは同一視出来ないであろう。この違いの持つ意味は、さらに今後明らかにされてゆくこととなろう。さらに、航空機事故のように、多くの実例から出て来る確率の数値の場合は別として、実際の大事故のケースをほとんど持たない原子力のような場合について、その理論的な確率の数値がどれだけ信頼出来るものか明確ではなく、分析に当って考え落しや、考え違いがなかったかどうか良く検討される必要がある。

第4章 高速増殖炉，軽水炉，高温ガス炉における環境関連諸量の相互比較

高速増殖炉（LMFBR），軽水炉（LWR）および高温ガス炉（HTGR）の三炉型をとりあげ、各1000MW。規模の一基ずつの場合について平常運転時と燃料サイクルにおける環境に関連する諸量を整理した。

原子炉で作られる放射性物質の多くは燃料中に保持されるが、それらの環境への放出は主として次のようなルートによる。

- (1) 原子炉施設からの平常運転時における大気および排水中への放出。
- (2) 燃料再処理施設および燃料成型加工工場からの放出。
- (3) 事故による環境への放出。
- (4) 使用済燃料および放射性廃棄物の輸送中事故。
- (5) 放射性廃棄物の長期保存に伴う漏洩。

これらのうち(1)および(2)については、既存文献のサーベイから関連主要数値をまとめて表4-1が得られた。(3)以下の項目については次章において取扱う。放射性物質以外では、温排水が重要な環境影響要因となるが、その生成量は熱出力、従ってまた熱効率によって支配される。

これらの数値も表4-1に示してある。

以下に、表4-1を基にして重要と考えられる問題点について考えてみる。

4.1 熱効率および温排水生成量

4.1.1 熱効率の炉型による差

熱効率は、放射性廃棄物および温排水の生成量に直接影響を与えるので、エネルギー資源の有効利用の面からだけでなく、環境への衝撃をより少なくする意味からも、なるべく高い数値であることが望ましい。高速増殖炉の熱効率は軽水炉に比べて約10%高く、また高温ガス炉と比べても同等か僅かにすぐれているので、この点からは高速増殖炉は最も有利な炉型と言えよう。

一次系冷却材として水を用いる軽水炉は他の炉型に比べて熱効率が格段に低くおさえられる。このため火力発電で実用されている過熱を核過熱により行なうことについては色々

表4-1 1000MWe 高速増殖炉，軽水炉および高温ガス炉における環境関連諸量の比較

| 単位 | F B R | L W R | | H T G R |
|----|-------|-------|-------|---------|
| | | P W R | B W R | |

I 熱効率および温排水放出量

| | | | | | |
|--------------------|-----|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| 電 気 出 力 | MWe | 1,000 | 1,000 | 1,000 | 1,000 |
| 熱 出 力 | MWt | 2,440 | 3,000 | 3,000 | 2,590 |
| 熱 効 率 ^① | % | 41 | 33 | 33 | 39 |
| 温排水放出量 | t/y | 1.46×10^9 | 2.06×10^9 | 2.06×10^9 | 1.58×10^9 |

II 原子炉施設からの平常時放出廃棄物

気 体

85Kr

| | | | | | |
|--|------|-------------------|-----------------------------|-------------------|-------------------|
| { 生 成 量 ^② 捕 集 処 分 量 環 境 放 出 量 | Ci/Y | 225×10^3 | 510×10^3 | 510×10^3 | 425×10^3 |
| | Ci/Y | 2,000 | 300 | 300 | 18,400 |
| | Ci/Y | ~0 ^③ | $0.04 \sim 16$ ^④ | 30 ^⑤ | ~0.02 |

ハロゲンおよび粒子

| | | | | | |
|---|------|------------------|------------------|------------------|------------------|
| { ¹³¹ Iのみの生成量 ^⑥ 捕 集 処 分 量 環 境 放 出 量 | Ci | 23×10^7 | 83×10^7 | 83×10^7 | 66×10^7 |
| | Ci/Y | 0 | 0 | 0 | 0 |
| | Ci/Y | ~0 | 0.1 | 10 | ~0 |

(半減期8日以上の核種)

トリチウム

| | | | | | |
|---|------|------------------|---|-------------------|------------------|
| { 生 成 量 ^⑦ 捕 集 処 分 量 環 境 放 出 量 ^⑧ | Ci/Y | 30×10^3 | 15×10^3 | 21×10^3 | 17×10^3 |
| | Ci/Y | 20×10^3 | 0 | 0 | 6000 |
| | Ci/Y | ~0 | $\left\{ \begin{array}{l} ss: 7 \sim 10 \times 10^3 \\ z_i: 250 \sim 350 \end{array} \right.$ | $z_i: 30 \sim 40$ | 740 |

表4-1の注

特にことわらないかぎりFBRについての数値はWASH-1509から、LWRについての数値はWASH-1250およびWASH-1509から、またHTGRについての数値はGA-A12023からそれぞれ引用したものである。

- ① 水温上昇 $15^{\circ}\text{F}(=8.3^{\circ}\text{C})$ およびプラント稼働率80%として求められた値。
- ② United Nations "Ionizing Radiation" Levels and Effects, Vol. 1 Levels (1972) p197を基にして計算した値。
- ③ $15\text{Ci}/\text{Y}$ の推定値もあるが、それはCryogenic SystemのD.F.を95%と仮定したため、現在"もんじゅ"のためのテストでは99.9999%を達成しているので、表のように実質上零になることは可能と考えられる。
- ④ 米国における発電プラントの実績放出量を1000MWeに外挿して求めた。
- ⑤ 敦賀炉においてタービンのpacking steamを浄化した時に求められた推定放出量を1000MWeに外挿して求めた。
- ⑥ 田島, 板倉, 市川, 吉田, "原子力産業における環境問題" P. 90およびUnited Nations "Ionizing Radiation" Levels and Effects, Vol. 1 Levels (1972) P. 197を基にして求めた値で、炉停止時において炉内に残存している量を示す。
- ⑦ Kouts et alによる値で, Nuclear Safety, Vol. 13 (1972) P. 225に引用されている。

なお、②を基にして計算すると、FBR; $33\times 10^3\text{Ci}/\text{Y}$, LWR; $21\times 10^3\text{Ci}/\text{Y}$, HTGR; $18\times 10^3\text{Ci}/\text{Y}$ となる。

- ⑧ ssはステンレス鋼被覆, Ziはジルカロイ被覆を意味する。

日本原子力学会「トリチウム」研究専門委員会報告書「トリチウムその性質と挙動」
P. 39 第三-4-6表の放出実績値から1000MWeに外挿して求めた値。

研究がなされてきたが、水蒸気の熱除去率が低いこと、被覆材料のステンレス鋼の材質上の問題や熱伝導度があまり高くないこと、また制御上からみても軽水炉においては特殊の構造を必要とするため、結局発電用大型原子炉には向いていないという結論になっている。

軽水炉の熱効率が近い将来において大幅に改善される見込みは殆んどないと考えられる。

一方、高速増殖炉においては、その熱効率は冷却材であるナトリウムからは決まっておらず、主として被覆材のステンレス鋼(316または304S.S.)の高温強度から決まってくる。ステンレス鋼の高温強度は $650^{\circ}\sim 700^{\circ}\text{C}$ 以上の温度では著しく低下する。特に重要性の高いクリープ強度の落込が大きいので、被覆材としてステンレス鋼を用いるかぎり、冷却材温度を $650^{\circ}\sim 700^{\circ}\text{C}$ 以上に上げることは望みえず、従ってこれ以上熱効率を改善することは期待できない。将来、ステンレス鋼に代用しうる耐熱性のより優れた材料(例えば、バナジウムやニオブの合金のような)が開発され実用に供されるようになれば、高速増殖炉の熱効率の改善も期待できるであろう。

高温ガス炉において、とくに多目的のものは、主として蒸気発生器材料(インコロイ800、インコネル625など)の高温強度や高温腐食抵抗から一次系冷却材(ヘリウムガス)の最高温度が $900^{\circ}\sim 1,000^{\circ}\text{C}$ におさえられ、熱効率もおさえられている。この場合も、現在実用されている耐熱材料の改良や新しい耐熱材料の開発が行なわれれば、冷却材最高温度の向上とそれに基づく熱効率の改善が期待できるであろう。

さらに西ドイツ及びアメリカですでに着手されているようにヘリウム・ガス・タービンが開発され、高温ガス炉と直結することが可能となれば、ガス温度 800°C で5.0%、 900°C では5.5%近い熱効率が達成され、同時に乾式冷却塔、湿式の場合でも 50°C 以上の多量の高温水が生産され、蒸気サイクル方式で現在問題となっている熱公害は大幅に軽減されることになる。

4.1.2 廃熱の放出のされ方

熱出力のうち電気に変換されない部分は、廃熱として環境に放出される。廃熱の放出量は熱効率によって決まり、表4-1に示したように高速増殖炉では温排水放出量が最も少なく、軽水炉の場合のおよそ2/3程度である。

廃熱の環境への放出のされ方にはいくつかの方法がある。最も経験の積まれた普通の方法は“once-through”方式で、海或いは川から水を取入れ、復水器を冷却させてから、また海或いは川に戻すやり方である。しかし温排水の多量の放出によって周辺の家或いは川は、水温上昇、ガス溶解度変化、粘性変化などによる水質変化を受け、その結果、適水温域

の比較的狭い魚類、貝類、海草類、プランクトン類などの水中生物相が大きな影響を受け、水中の全生態系のバランスが狂ってしまう可能性がある。最悪の場合には、魚類、貝類、海草類などの死滅につながることも考えられる。また、回遊性魚類への影響のため、魚群が漁場に近づかなくなるとか、養殖魚類の発育が不順になる等のために、沿岸漁業に被害を与える可能性がある。

温排水の好ましくない影響は定量的に見極められているわけではなく、定性的な可能性として論じられている段階ではあるが、いずれにしても減らすことが好ましい方向であるのは当然で、そのためにはその排出方法を工夫することにより汚染域を局限するという行き方もあるが、根本的な解決にはなりえない。熱汚染問題の根本的解決をはかるには、排出熱量の総量を規制することが必要となろう。その場合には、“once-through”方式では不十分で、別の廃熱処理法、即ち冷却池方式や冷却塔方式（湿式および乾式）の採用が考えられている。

しかし、冷却池方式や冷却塔方式にもいくつかの問題があるので、できれば最も簡単な“once-through”方式を用いながら、しかも温排水の問題を解決できることが望まれる。その方法として、温排水を単に廃水として捨去るのではなく、種々の有用な用途に活用していくことが提案されている。現在実際に使われている例としては、地域暖房および魚貝類の養殖への利用がある²⁾。また研究段階の用途として、水処理や廃棄物処理への利用などがある。

4.1.3 塩素など化学物質の放出

原子炉施設からの排水が環境に与える impact としては、熱によるものの外、化学物質によるものも検討する必要がある。化学物質の排水への放出原因の最大のもは、復水器冷却水系に関するもので、“once-through”方式の場合、水中動植物の機器への付着を防ぐために添加される塩素或いは亜塩素酸ナトリウム（この処置を塩素化、chlorination と言う）である。塩素の毒性は非常に強く、1ppb 程度の微量の塩素でも鮭の挙動に影響を与えることが知られている。“にじます”に対する塩素の致死量は非常に微量で、例えば10ppb の塩素を含む水の中では12日で、また100ppb の塩素を含む水の中では4日¹⁾で“にじます”は死んでしまうとの報告がある。

また湿式冷却塔方式においては、水に添加される腐食防止剤が問題となり、環境へ放出さ

れる前に何か適切な処置を加えることが必要になると予想される。

4.2 燃料サイクルの炉型による差

原子力発電の環境への impact は原子炉施設だけに限られず燃料サイクル全体として環境に対しどのような影響を与えるかを検討していくことが必要である。図4-1～図4-2に示すように、炉型によって燃料サイクルは相当に異なっている。

軽水炉では、当分の間、即ち少なくとも1980年以前には使用済燃料から recover されるプルトニウムは recycle されることなく、高速増殖炉用燃料として貯蔵されると考えられている。そのため、軽水炉では消費される一方のウラン燃料の絶えざる補給が必要であり、鉱山におけるウラン鉱石の採取から精錬、濃縮にいたるプロセスが燃料サイクルの最初に来ることになる。それに対し、高速増殖炉では、再処理工場で recover されるプルトニウムの一部を元の炉心に recycle することが出来るし、また親物質であるウランの減少分に対する補充用としては、軽水炉の燃料サイクルにおいて濃縮プラントの tails から多量に作り出され、しかも軽水炉では使い途のない減損ウランを充てることができる。多数の軽水炉が高速増殖炉と併存的に稼動していくと考えられる今後数10年間は、従って、高速増殖炉の燃料用としてのウラン鉱の採取は必要ないと考えられ、採鉱に伴う環境破壊や U_3O_8 などの輸送に伴う危険などは、高速増殖炉の燃料サイクルでは存在しないことになる。

一方、高温ガス炉の燃料サイクルとしては、Th サイクルとUサイクルの2つがあり、Uサイクルは燃料の形が酸化物あるいは炭化物になっている点を除けば、図4-1に示してある軽水炉のUサイクルとほぼ同じである。Th サイクルでは、 ^{232}Th の熱中性子照射によって核分裂性物質である ^{233}U が作られて cycle を続けることになる。しかし、高速増殖炉では、軽水炉の燃料サイクルから親物質の補給を受けることができるのに対し軽水炉や高温ガス炉の場合は、分裂性物質をも外界から補給しなければならないので、採鉱や燃料原料物質の輸送に伴う impact も大きくなる。

高速増殖炉と軽水炉の各燃料サイクルの間で違っている別の重要な点は、燃料成型加工工場からの廃棄物である。軽水炉の燃料サイクルにおいては、プルトニウムを含まない廃棄物が放出されるが、高速増殖炉の燃料サイクルではプルトニウムを含んだ廃棄物が放出され

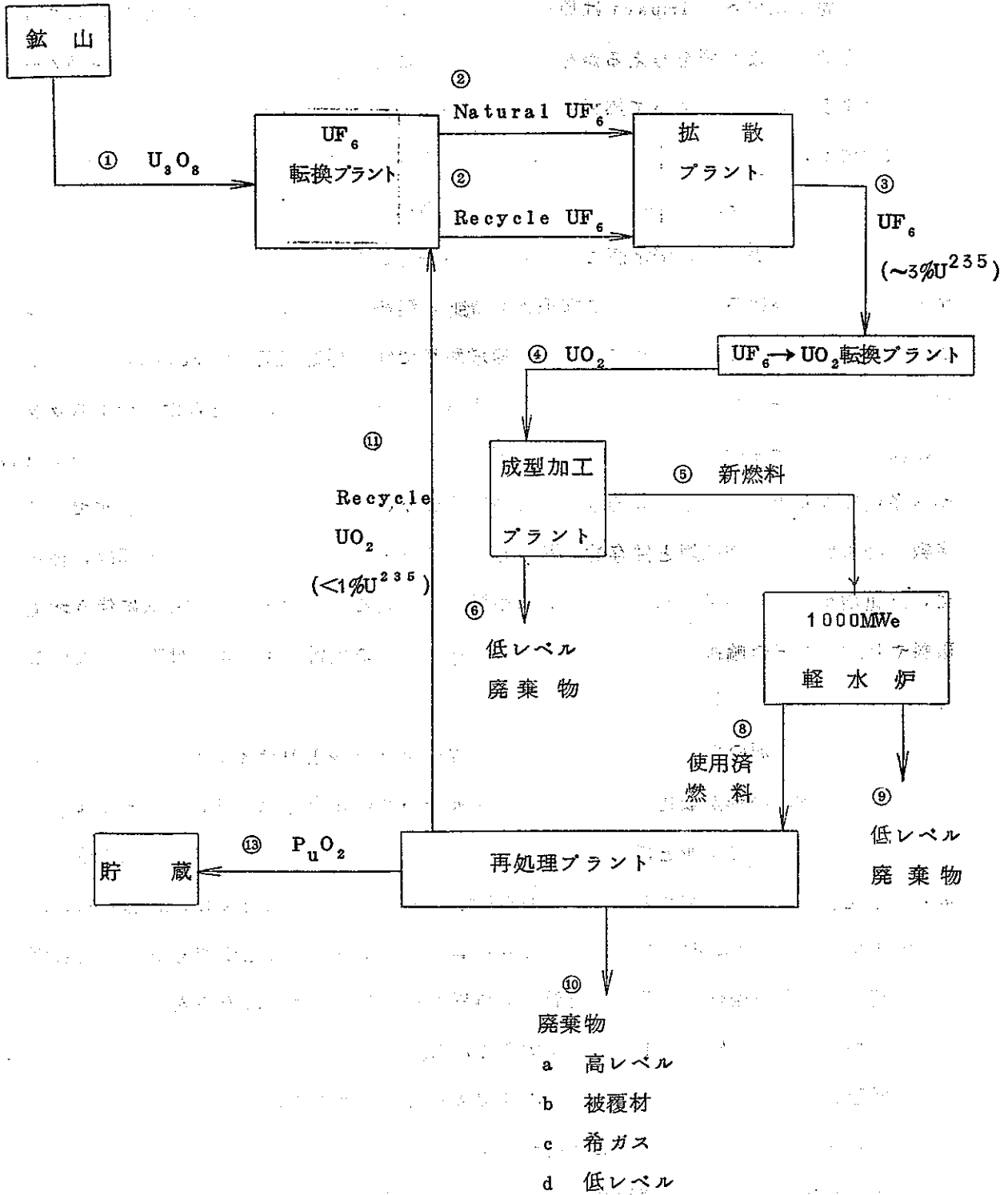


図 4-1 軽水炉の燃料サイクル (Pu recycle のない場合)

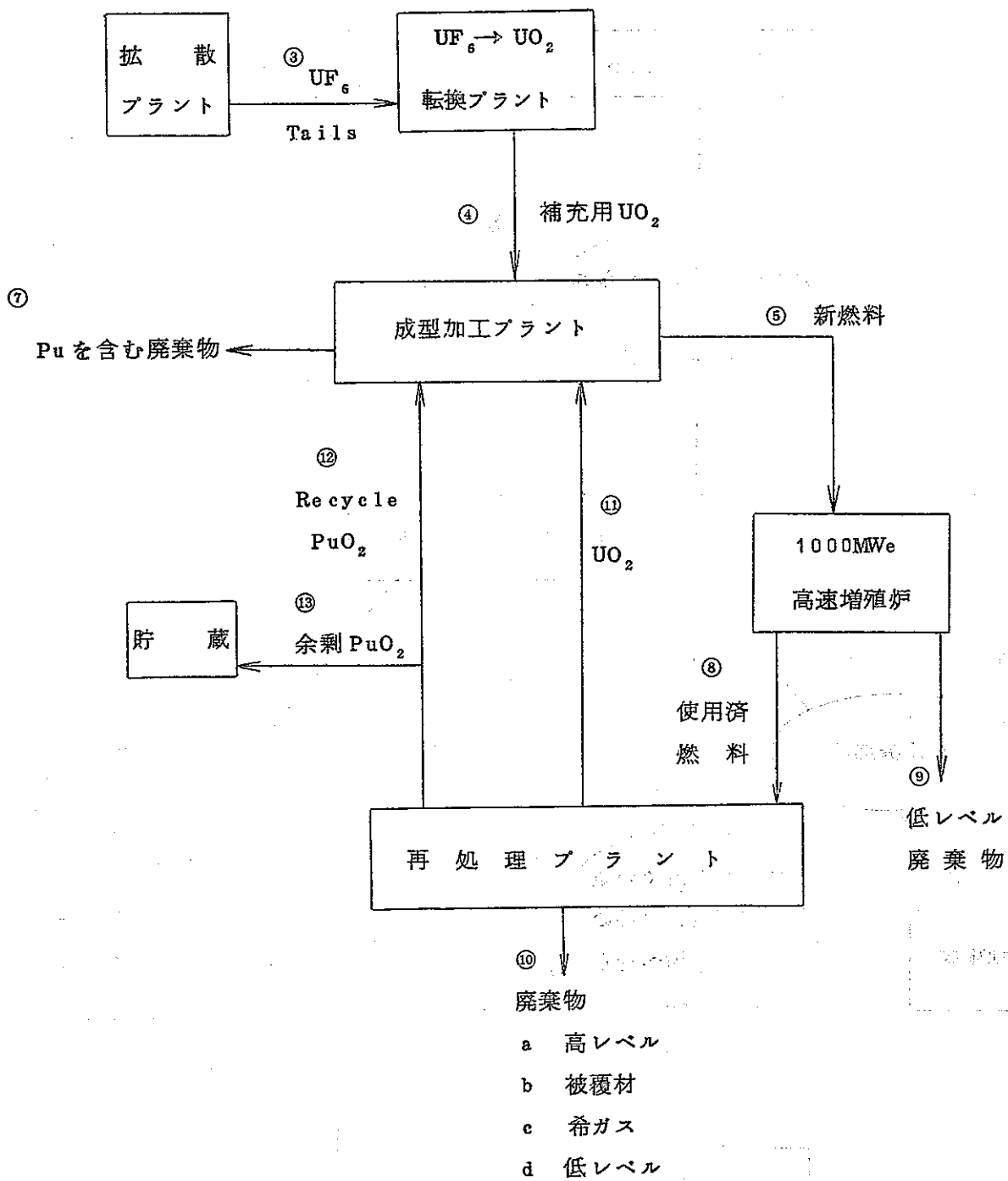


図 4 - 2 高速増殖炉の燃料サイクル

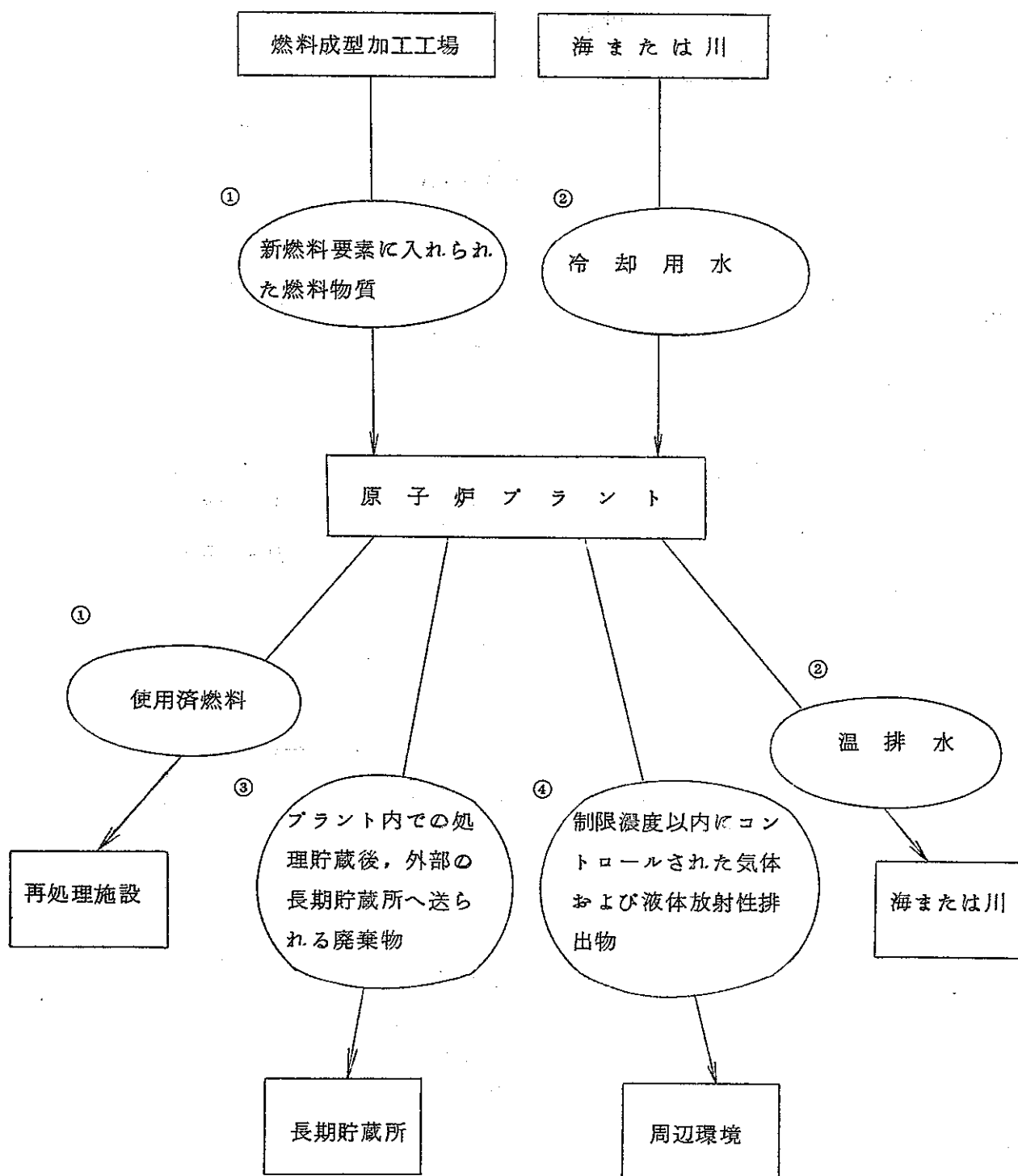


図4-3 原子炉プラントの環境関連物質収支
 (高速増殖炉では④の環境への排出は設計上無いことになっている。)

そのため取扱いが厄介になる。高温ガス炉の Th サイクルにおいては、高エネルギーγ線放射体である重いトリウム同位体を含む廃棄物が放出され、その取扱いが問題になる。軽水炉においても、プルトニウムの recycle を行なうようにすれば、燃料加工工場からプルトニウムを含む廃棄物が放出されるようになり、高速増殖炉の場合と同様の問題が生じてくる。

4.3 原子炉施設からの平常時放出廃棄物

4.3.1 原子炉施設の物質収支

軽水炉の場合の原子炉施設の環境関連物質収支は図4-3に示すようなものであるが、他の炉型の場合でも原理的には全くこれと同一と考えることができる。即ち、各原子炉プラントに入る物質は、①新しい燃料要素につめられた燃料物質、②復水器冷却用の水であり、プラントから出る物質は、①使用済燃料、②温排水、③プラント内で処理貯蔵された後、外部の貯蔵エリアへ送られる放射性気体、液体および固体廃棄物、④規定された排出濃度以内にコントロールされて環境に排出される放射性気体および液体排出物である。この節では、原子炉プラントから放出される物質のうち、③の処理貯蔵される放射性廃棄物と④の環境に放出される放射性排出物について扱う。

表4-1においては、前者③の1年当りの量を捕集処分量と、また後者④の対応する量を環境放出量と標示して、各炉型におけるそれぞれの代表的数値を炉内生成量と比較して示してある。高速増殖炉では、気体および液体の放射性物質の環境放出量を零にする設計になっており (negligible emission)、軽水炉とはその点著しく異っている。軽水炉では、敷地境界における被曝量が制限値 (例えば 5mrem/year) 以下になるような濃度にコントロールされて、気体および液体放射性排出物が環境中へ放出される設計になっている。

4.3.2 気体廃棄物

原子炉施設から放出される気体廃棄物として重要なものは、①希ガス (Kr, Xe)、②ハロゲン (I, Br)、③トリチウム (Tr) である。このうちハロゲンは粒子状になって放出され、またトリチウムはトリチウム水の形で放出される場合が殆んどであるが、炉内においてはともにガス状であると考えられるから、ここでは気体廃棄物に含めて考える。

(1) 気体廃棄物の発生源と発生量

気体放射性廃棄物の大部分は核燃料中において核分裂生成物として発生するが、一部分は一次系冷却材中の溶存物質の中性子による放射化により発生する。

希ガスは殆んどが核分裂により発生するがその主要な放射性核種は表4-2に示すようなものである。それらのうち ^{85}Kr 以外は、半減期が短いため一定期間の貯留処理により殆んど消滅してしまっており、環境への影響は殆んど無視しうる程度となる。 ^{85}Kr は半減期が1076年と長いため、容易に減衰せず、環境に対し大きな impact を与える可能性がある。

炉型による ^{85}Kr 生成量は、表4-1に示されているが、高速増殖炉では他の炉型に比べ約半分にすぎない。この相違の原因は主として燃料の差に基づく ^{85}Kr の収率の違いにあると考えられる。

このうちトリチウムの発生は、核分裂(三重核分裂)によるものと、ボロン(B)またはリチウム(Li)の核反応によるものとがある。ウランおよびプルトニウムの三重核分裂によるトリチウム生成率は、表4-3に示される。この値などを基にして、各炉型のトリチウム生成率が色々求められているが、表4-1に示した数値は最も新しいものである。それ以外では、表4-1の注⑥に示した値とか、田島氏らの本に引用してある値²⁾(高速炉: 26.2 Ci/MWe_y, 軽水炉: 18.7 Ci/MWe_y)などがあるが、いずれも大きな相違はない。三重核分裂以外のトリチウム生成反応としては、Bの核反応が重要である。BはBWRでは制御棒として B_4C あるいはB-ステンレスの形で用いられ、PWRではchemical shimのボウ酸(H_3BO_3)として用いられる。

また高速増殖炉では、制御棒として B_4C が用いられる。LiはPWRにおけるPH調節剤のLiOHやLMFBRにおける燃料或はHTGRの黒鉛中の不純物としてのLiなどの形で存在し、 ^6Li が(n, α)反応によりトリチウムを発生する。そのため安定な ^7Li を用いることによりトリチウム発生を抑える必要がある。大型PWR(3582MWth)の運転経験によれば、1年間の運転によるTr発生量は三重核分裂によるものが11,000 Ci、初期炉心のBの核反応によるものが1,380 Ciであったと報告されている³⁾。BWRでは、Bの含有量がPWRより大きいので、Bの核反応によって発生するトリチウムの量が相対的に大きく、全activityの30%に達すると推定されている⁴⁾。表4-1においても、BWRの

表4-2 原子炉内で発生する希ガスおよびハロゲンの放射性核種

| アイソトープ | 半減期 | 放射能 KCi/MWT | |
|--------|--------|-------------|-----------|
| | | 停止時 | 停止1日後 |
| 83mKr | 1.9 時間 | 3 | 0 |
| 85 Kr | 10.8 年 | (0.12) * | (0.62) ** |
| 85mKr | 4.4 時間 | 8 | 0.2 |
| 87 Kr | 1.3 時間 | 15 | 0 |
| 88 Kr | 2.8 時間 | 23 | 0.1 |
| 89 Kr | 3.2 分 | 31 | 0 |
| 90 Kr | 33 秒 | 38 | 0 |
| 91 Kr | 10 秒 | | |
| 133 Xe | 5.3 日 | 54 | 47 |
| 135 Xe | 9.2 時間 | 25 | 4 |
| 135mXe | 15.6 分 | 16 | 0 |
| 137 Xe | 4.2 分 | 48 | 0 |
| 138 Xe | 17 分 | 53 | 0 |
| 139 Xe | 41 秒 | 61 | 0 |
| 140 Xe | 16 秒 | | |
| 83Br | 2.3 時間 | 3 | 0 |
| 84Br | 32 分 | 6 | 0 |
| 85Br | 3 分 | 8 | 0 |
| 87Br | 56 秒 | 15 | 0 |
| 131I | 8 日 | 25 | 23 |
| 132I | 2.3 時間 | 38 | 0 |
| 133I | 21 時間 | 54 | 25 |
| 134I | 52 分 | 63 | 0 |
| 135I | 6.7 時間 | 55 | 4.4 |
| 136I | 1.5 分 | 53 | 0 |

* 1年照射後, ** 5年照射後

表 4-3 核分裂生成トリチウムの収率の推定値

| 燃 料 | 中性子エネルギー Mev | 生 成 率 トリチウム原子数/核分裂 |
|-------------------|-----------------|-----------------------|
| ^{235}U | 熱 中 性 子 | $1.3 \cdot 10^{-4}$ |
| | 1.0 | $1.2 \cdot 10^{-4}$ |
| | 3.0 | $8.2 \cdot 10^{-5}$ |
| ^{238}U | 熱 中 性 子 | $2.6 \cdot 10^{-4}$ |
| | 2.5 | $1.4 \cdot 10^{-4}$ |
| ^{239}Pu | 熱 中 性 子 | $2.3 \cdot 10^{-4}$ |
| | 1.0 | $2.5 \cdot 10^{-4}$ |

方が PWR に比べて、トリチウム発生量が多くなっているのは、主としてこのためと考えられる。

表 4-1 から分かるように、LMFBR では LWR に比べてトリチウムの生成量が多い。これは、 ^{239}Pu の核分裂における Tr の収率が ^{235}Pu のそれより大きい（表 4-3 参照）ためと、 ^{10}B 反応の寄与が高速中性子領域では熱中性子領域に比べて大きくなることに基づくものである。その他 HTGR ではヘリウム冷却材中の不純物である ^3He の (n, p) 反応によっても生ずる。

(2) 原子炉外への放出のメカニズム

燃料中に発生する気体核分裂生成物の一部は、一次系冷却材中に洩れ出すが、そのメカニズムとしては、①被覆の破損個所から、②被覆中を拡散して、の 2 つが考えられる。希ガスおよびハロゲン元素の場合は、殆んどが①のメカニズムによって洩れ出すが、通常その割合は全量の 0.1 ~ 1.0 % 程度と仮定される。それに対し、トリチウムの場合は、被覆中の拡散が速いため、②のメカニズムによる寄与が大きい。最近のトリチウムの金属中の拡散についての研究結果によれば⁵⁾、トリチウムの 304 および 316 ステンレス鋼中の拡散は、体積拡散と粒界拡散の複合したものであるが、ジルコイ-2 においては粒界拡散は認められず体積拡散のみであった。トリチウムの一部は、ヘリウムにより安定化されたボイドなどに捕えられてそこに保持されることも認められた。体積拡散に対する拡散係数は、304 および 316 ステン

レス鋼については 25~222°C の温度領域で、

$$D = 0.018 \frac{\exp\left(\frac{+0.011}{-0.007} - (0.61 \pm 0.01 \text{ eV}/kT)\right) \text{ cm}^2 \cdot \text{sec}^{-1}}$$

であり、ジルカロイ-2 については、-78~204°C の温度範囲において

$$D = 0.00021 \frac{\exp\left(\frac{+0.0015}{-0.00018} - (0.61 + 0.01 \text{ eV}/kT)\right) \text{ cm}^2 \cdot \text{sec}^{-1}}$$

であった。⁵⁾ この結果より、ステンレス鋼中のトリチウムの拡散はジルカロイ-2 中の拡散に比べ約 2 桁も速いことが明らかとなり、表 4-1 に示されているトリチウムの環境放出量の被覆材質の相違による大きな差は、この事実からよく説明される。

ステンレス鋼を被鋼材として用いる LMFBR では、燃料中で生成するトリチウムの ~70% ないし 75% が冷却材中に抜け出すことが実験的に証明されている⁶⁾。それに対し、HTGR においては、燃料は緻密な熱分解黒鉛或いは SiC の被覆で覆われるため、トリチウムの洩れ出しは比較的少い。

一次系冷却材中の放射性気体廃棄物の排出経路は、BWR の場合には 2 つ考えられ、空気抽出器排ガスとタービングランドシール蒸気系排ガスを経由するものである。

希ガスおよびハロゲンの環境排出量は、それぞれの処理系によって当然大きく違ってくる。金をかけて処理系を重層化し高レベル化すればするだけ気体廃棄物の環境排出量は少くなると考えられる。実際、表 4-4 に示す米国 AEC の行なった⁷⁾ BWR 廃ガス処理系での処理系の差による敷地境界での被曝量の差についての解析結果と、それに関連した cost-benefit analysis の結果は、そのことをはっきりと示している。図 4-4 および図 4-5 はそれらの解析結果をグラフ化したものである。

高速増殖炉では、希ガスはカバーガス中に集まり、カバーガス精製系で分離され、貯留タンクに貯蔵され、⁸⁵ Kr 以外の短寿命核種の消滅後、ポンペに詰められて適当な外部の貯蔵エリアへ送り出される。この際、蒸気との混在が避けられるため、Cryogenic System 等で容易に液化捕集できる点は、軽水炉に比べて有利である。図 4-6 に典型的な高速増殖炉の廃気処理系のフローチャートを示す。ハロゲンはナトリウムと反応して塩を作り、またトリチウムはナトリウム水素化物の形になって、冷却材中に存在し、カバーガス中に逃げる割合は非常に低い。ナトリウム中のハロゲンおよびトリチウムは、コールドトラッ

ブで系より除かれる。ハロゲンや粒子状のものはコールドトラップでの除去率が高いため、環境への放出は実質上零にすることが可能である。トリチウムの環境放出量はコールドトラップの効率に依存し、1次系および2次系のコールドトラップの水素除去効率が50%以上であれば、環境への放出量を

0.5 Ci/day 以下に下げると報告されている。コールドトラップによって除かれないトリチウムは、ステンレス鋼製の中間熱交換器を通じて2次系に入り、さらにその一部はクロモリ鋼製熱交換器の水側に拡散していく。表4-5に、EBR-II Reactor Complex において求められた系中のトリチウムの分布が与えられる。⁶⁾ EBR-II Reactor Complex 中のトリチウムの分布は、燃料中に30%、1次系コールドトラップに65%、1次系ナトリウムに3.5%、2次系ナトリウムに0.8%であり、0.25~0.5% (~2mCi) が水系に失われる、0.5~0.8% (~2mCi) が遮蔽冷却用空气中に失われると推定されている。

表4-4 BWR放射性廃気処理系に対する諸量の総括

| | BWR Gas Case No | | | | | | | | | | |
|---------------|--|---|---|---|--|-------------------------------|---|--------------------------------------|--|---|---|
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 |
| | アイソトープ除去率 | | | | | | | | | | |
| Xe I Kr | 低 低 低 | 中 低 低 | 中 中 低 | 高 高 低 | 高 中 低 | 高 高 高 | 中 高 低 | 中 中 低 | 高 高 低 | 中 高 低 | 高 高 低 |
| | 装置ユニットまたは機能及びフローシート・レファランス ^{a)} | | | | | | | | | | |
| 空気抽出器排ガス | 30分decay HEPA フィルター 100m 排気筒 | 再結合器 300分 decay HEPAフィルター 100m 排気筒 | 再結合器 300分decay Xe, 9日decay Kr 8台のOF charcoal bed上16.4hr decay, HEPAフィルター 100m 排気筒 | 再結合器 300分decay Xe60日decay Kr OF charcoal bed上4, 5日 decay, HEPA フィルター | 再結合器 300分decay HEPAフィルター 選択吸収 | 同 左 | 再結合器 300分decay Xe 9日decay Kr OF charcoal bed上16.4hr decay HEPAフィルター 100m 排気筒 | 同 左 | 再結合器 300分decay Xe 9日decay Kr OF charcoal bed上4, 5日 decay, HEPAフィルター 100m 排気筒 | 再結合器 300分decay Xe 9日decay Kr OF charcoal bed上16.4hr decay, HEPAフィルター 100m 排気筒 | 再結合器 300分decay Xe 9日decay Kr OF charcoal bed上45日 decay HEPAフィルター |
| グランドシール排ガス | 一次系蒸気 2分decay 100m 排気筒 | 同 上 | 清浄蒸気 100m 排気筒 | 清浄蒸気 | 同 左 | 同 左 | 同 左 | 一次系蒸気 2分 decay, 100m 排気筒 | 一次系蒸気 2分 decay | 一次系蒸気 2分decay 100m 排気筒 | 一次系蒸気 2分decay |
| 原子炉建屋換気 | ナ シ | ナ シ | ナ シ | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | ナ シ | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | 同 左 | ナ シ | ナ シ | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | 同 左 |
| 排気処理系ビル換気 | ナ シ | ナ シ | ナ シ | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | ナ シ | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | 同 左 | ナ シ | ナ シ | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | 同 左 |
| タービン建屋換気 | ナ シ | ナ シ | ナ シ | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | 同 左 | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | 同 左 | ナ シ | ナ シ | 用charcoal 吸着剤 HEPAフィルター | 同 左 |

(注) a) 排気筒については、特に記さないかぎり全気体は50mの roof vent より放出されるものとする。

BWR発電所の廃気からの個人¹⁾及び2000年時公衆への年間被曝線量の総括

| | | | | | | | | | | | |
|--------------------------------------|---------------------|--------------------|--|--|--|--|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|
| 年間経費 (\$1000) | 290 | 865 | 1950 ⁽¹⁾ 1789 ⁽²⁾ | 4170 ⁽¹⁾ 2976 ⁽²⁾ | 2320 ⁽¹⁾ 2240 ⁽²⁾ | 3130 ⁽¹⁾ 3050 ⁽²⁾ | 2600 | 1029 | 1406 | 1839 | 2216 |
| 電力費への寄与 (Mills/KWhr) | 0.019 | 0.056 | 0.126 0.122 | 0.270 0.191 | 0.150 0.145 | 0.202 0.198 | 0.169 | 0.067 | 0.091 | 0.119 | 0.143 |
| 全身被曝線量 (mrem) | 640 | 110 | 29 | 12 | 1.2 | 1.6 | 1.6 | 2.9 | 4.5 | 29 | 45 |
| 皮膚被曝線量 (mrem) | 970 | 190 | 12 | 10 | 11 | 11 | 12 | 14 | 12 | 14 | 12 |
| 小児甲状腺被曝量 ²⁾ (mrem) | 2900 | 2300 | 1800 | 180 | 1800 | 180 | 180 | 1800 | 1800 | 190 | 180 |
| 成人甲状腺被曝量 ²⁾ (mrem) | 1000 | 480 | 300 | 31 | 300 | 31 | 34 | 310 | 310 | 36 | 34 |
| 公衆の全身被曝線量 ³⁾ (man-rem) | 2.0×10 ⁵ | 66×10 ⁴ | 1.4×10 ³ | 1.1×10 ² | 2.4×10 ² | 2.4×10 ² | 1.4×10 ³ | 1.7×10 ³ | 4.1×10 ² | 1.7×10 ³ | 4.1×10 ² |

BWR放射性廃気処理系に対する Cost Benefit Analysis

| | | | | | | | | | | | |
|--|------|---------|--|---------|--|--|--|--|--|--|--|
| 気体処理に要す年間 経費(\$1000) | 290 | 865 | | 2166 | | | | | | | |
| 沃素処理 | 290 | 865 | | 2599 | | | | | | | |
| 全 系 | 290 | 865 | | 2976 | | | | | | | |
| 公衆年間被曝量 全 身 (man-rem) | 2790 | 931 | | 1.39 | | | | | | | |
| 甲状腺 (man-thyroid-rem) | 8455 | 8120 | | 54.8 | | | | | | | |
| 年間経費の増分 ⁴⁾ 全 身 (\$1000/man-rem) | a — | (0.310) | | (0.672) | | | | | | | |
| 甲状腺 (\$1000/man- thyroid-rem) | b — | (1.72) | | (0.275) | | | | | | | |
| 500m 地点での個人年間 被曝量 (mrem) ⁵⁾ 全 身 | 640 | 113 | | 1.18 | | | | | | | |
| 皮 膚 | 965 | 187 | | 9.60 | | | | | | | |
| 小児甲状腺 | 2240 | 2220 | | 180 | | | | | | | |

- (注) 1) 個人被曝量は、川に隣接する敷地において500mの敷地境界で、支配的風向の風下にある時の値である。
 2) 500m以上離れた地点の被曝量が500m地点の被曝量より多ければ、その方を示す。甲状腺被曝量は体内と体外の両被曝量の和である。
 3) 公衆線量は2000年時の米国の推定人口に対するもので、1740MWeのPWR192基および2200MWeのBWR76基からの被曝量を示す。
 4) 第1行の値はPWR Gas Case No1を基準にとった値。第2行、即ち()の中の値はそれよりコストが低くて境界での線量の高いGas Caseのうち最長Case Noの小さいものを基準にとった値である。
 5) 線量は500m地点か、またはそれ以遠でより大きい線量を示す地点があればその地点の線量。

100m排気筒を付けた場合

BWR発電所の廃気による個人¹⁾及び2000年時公衆の年間被曝線量の総括

| | | | | | | | | | | | |
|--------------------------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|
| 年間経費 (\$1000) | 441 | 1015 | 1930 | 3280 | 2540 | 3350 | 2900 | 1184 | 1706 | 994 | 2516 |
| 電力費への寄与 (mills/KW Hr) | 0.029 | 0.066 | 0.125 | 0.213 | 0.165 | 0.218 | 0.189 | 0.077 | 0.110 | 0.129 | 0.163 |
| 全身被曝線量 (mrem) | 640 | 110 | 2.0 | 0.31 | 0.42 | 0.42 | 2.0 | 3.7 | 2.0 | 3.7 | 2.0 |
| 皮膚被曝線量 (mrem) | 960 | 180 | 3.7 | 0.49 | 0.65 | 0.65 | 3.7 | 6.3 | 4.3 | 6.3 | 4.3 |
| 小児甲状腺被曝線量 ²⁾ (mrem) | 1100 | 610 | 19 | 1.9 | 1.9 | 2.0 | 3.4 | 18 | 16 | 5.2 | 3.5 |
| 成人甲状腺被曝線量 ²⁾ (mrem) | 720 | 190 | 4.4 | 0.61 | 3.4 | 0.66 | 2.2 | 6.1 | 4.5 | 3.9 | 2.3 |
| 公衆の全身被曝線量 ³⁾ (man-rem) | 2.0×10^5 | 6.6×10^4 | 1.2×10^3 | 4.9×10^1 | 1.2×10^2 | 1.2×10^2 | 1.2×10^3 | 1.7×10^3 | 3.5×10^2 | 1.7×10^3 | 3.5×10^2 |

BWR廃気処理系に対するCost Benefit Analysis

| | | | | | | | | | | | |
|---|--|--|--|--------------------|--|--|--|----------------------|----------------------|--------------------|-------------------|
| 気体処理に要する年間 経費(\$1000) | | | | 2466 | | | | 1184 | 1706 | 1184 | 1706 |
| 沃素処理 " " | | | | 2754 | | | | 1184 | 1184 | 1994 | 1994 |
| 全 系 " " | | | | 3276 | | | | 1184 | 1706 | 1994 | 2516 |
| 公衆年間被曝量 全 身(nan-rem) | | | | 0.687 | | | | 21.8 | 466 | 21.8 | 466 |
| 甲状腺(man-thyroid-rem) | | | | 25.9 | | | | 261 | 261 | 27.6 | 27.6 |
| 年間経費の増加分 ⁴⁾ 全 身(\$1000/ man-rem) | | | | a 0.780 b (426) | | | | { 0.323 (0.351) | { 0.509 (30.4) | { 0.323 (0.351) | { 0.509 (30.4) |
| 甲状腺(\$1000/ man-thyroid-rem) | | | | a 0.292 b (536) | | | | { 0.109 (0.0406) | { 0.109 (0.0406) | { 0.202 (3.47) | { 0.202 (3.47) |
| 500m地点での個人年 間被曝量 ⁵⁾ (mrem) | | | | | | | | | | | |
| 全 身 | | | | 0.309 | | | | 3.66 | 1.98 | 3.66 | 1.98 |
| 皮 膚 | | | | 0.491 | | | | 6.34 | 4.36 | 6.34 | 4.36 |
| 小児甲状腺 | | | | 1.73 | | | | 17.4 | 17.4 | 18.4 | 18.4 |

(注) 1)~5) 100m排気筒をつけない場合の対応する注に同じ。

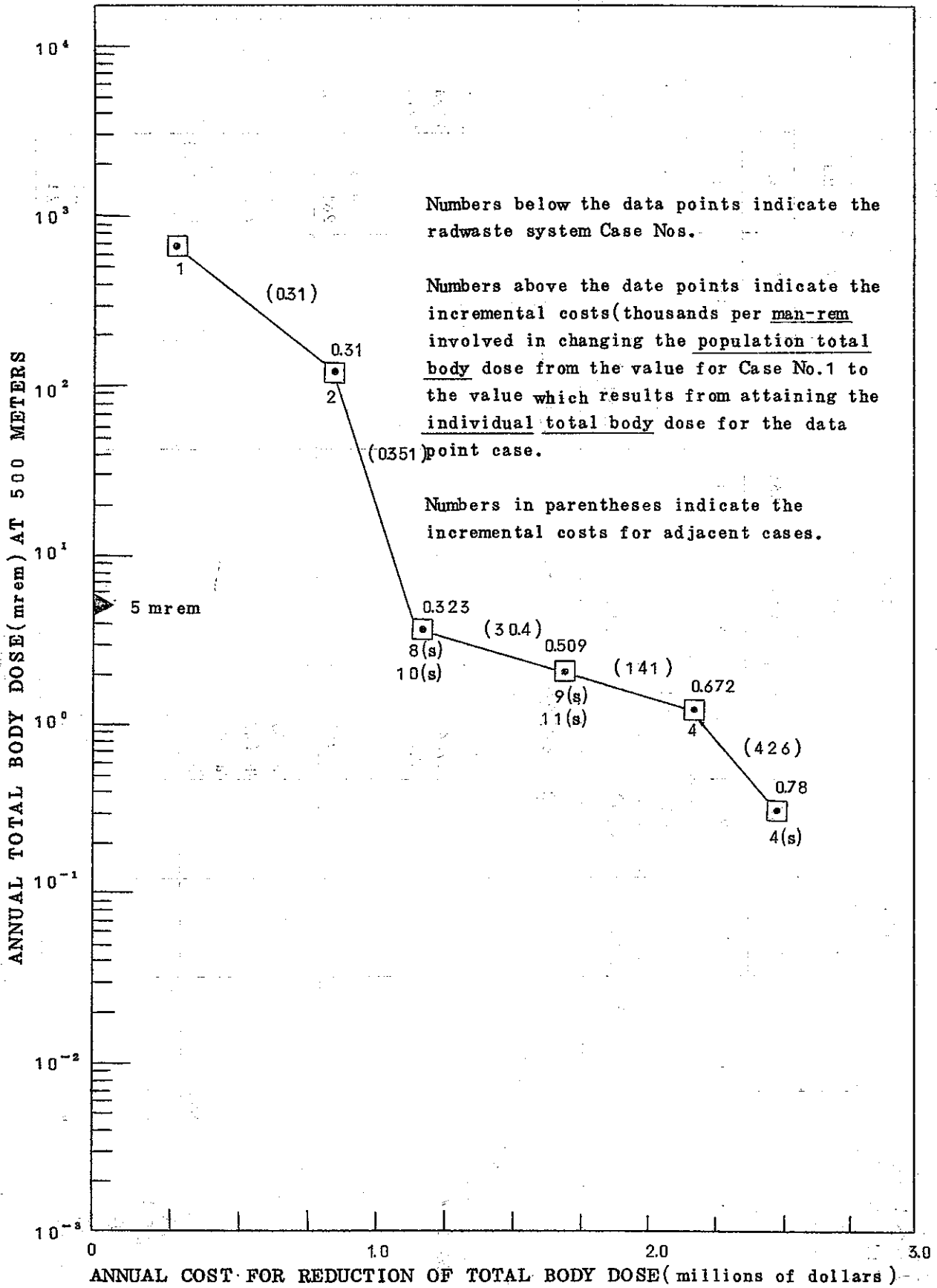


図4-4 BWR発電所からの気体廃棄物からの全身被曝量を減らすための年間必要経費

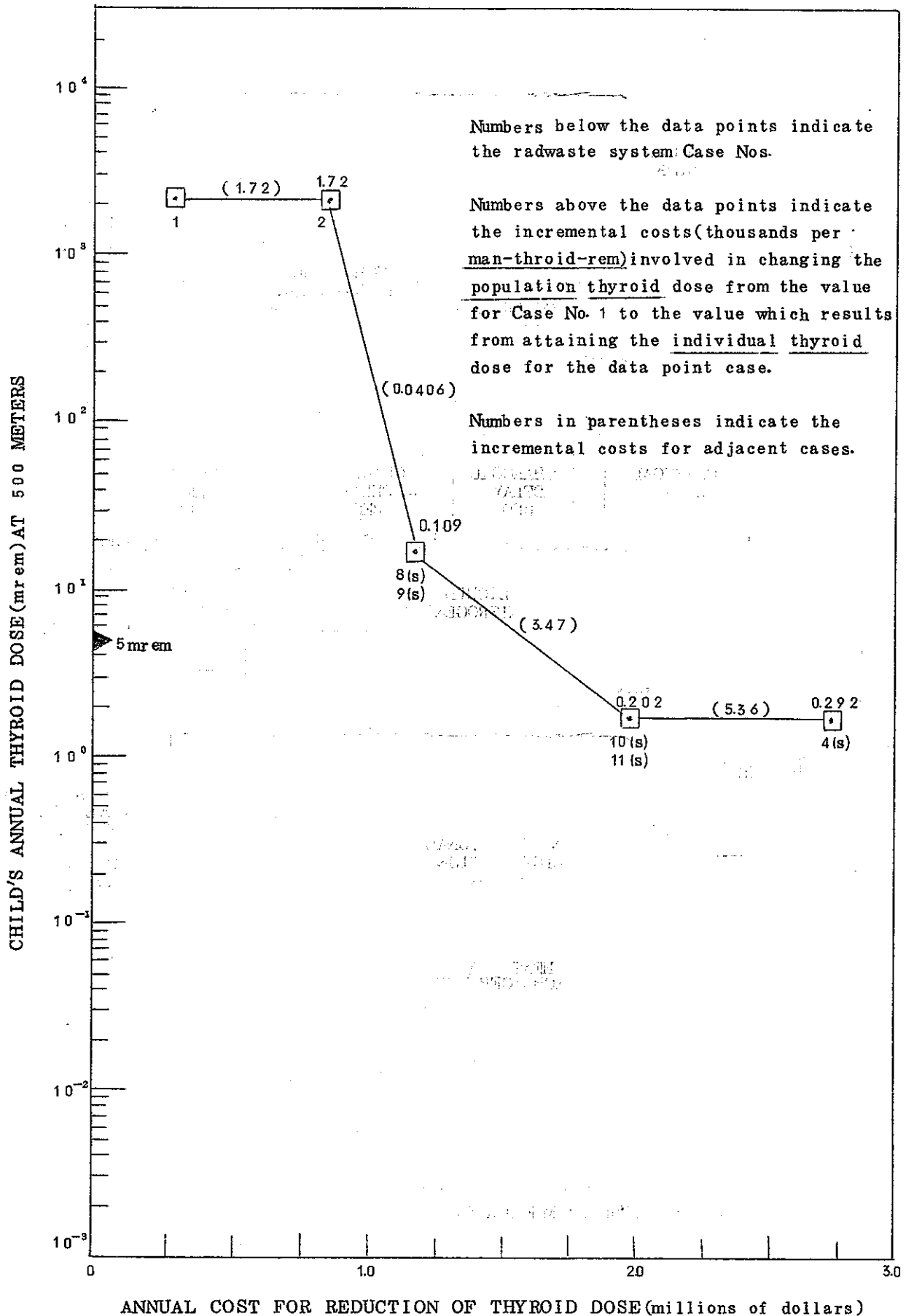


図4-5 BWR発電所からの気体廃棄物による甲状腺被曝量を減らすための年間必要経費

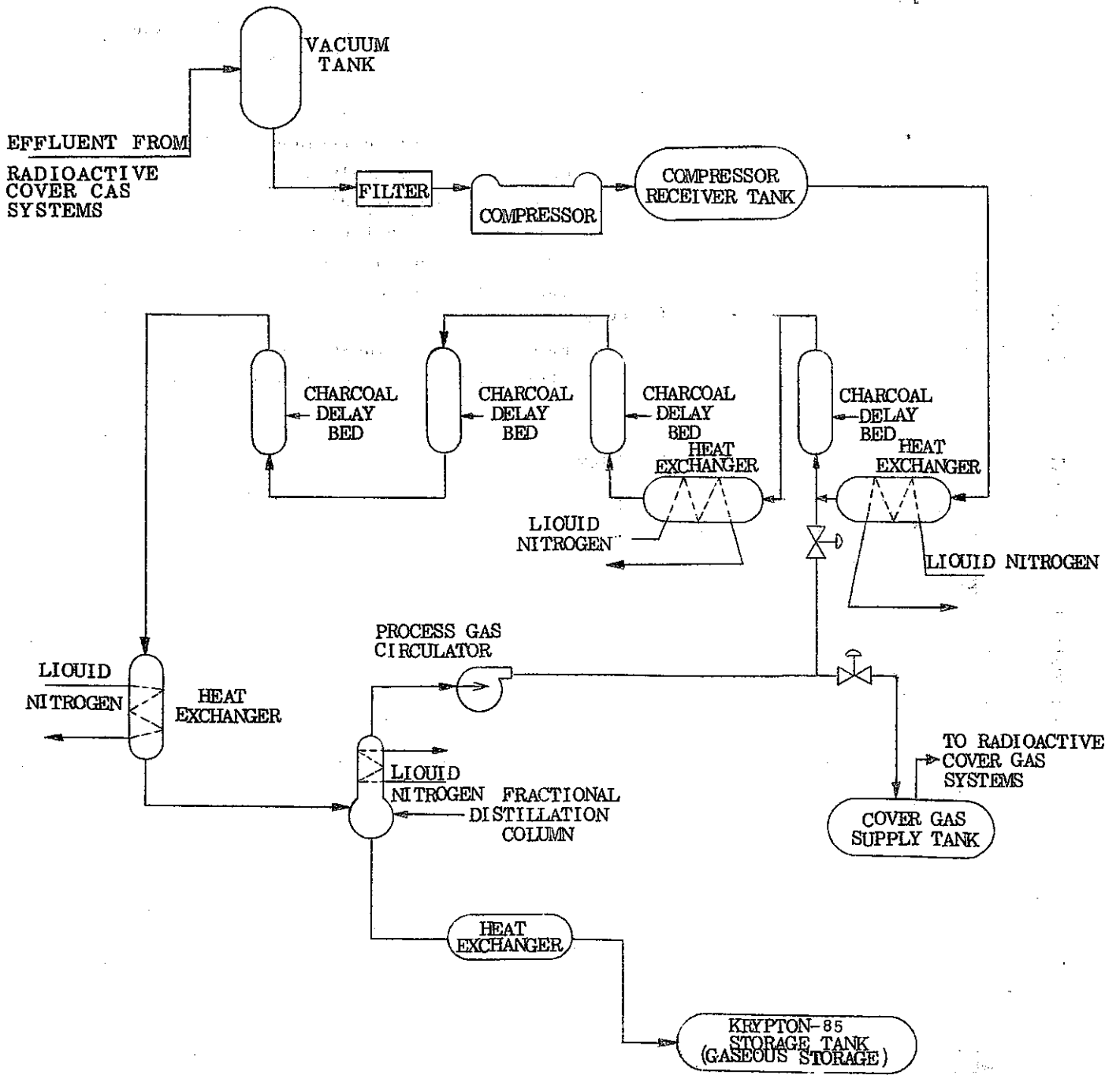


図4-6 典型的なLMFBRの廃気処理系

表 4-5

| EBR-II Reactor Complex 中のトリチウム分布, pCi/cm ³ | | | | | |
|---|-------|--------|-------|-----|--------------|
| 一 次 系 | | 二 次 系 | | 水 系 | 遮蔽冷却用 空 気 |
| Na | カバーガス | Na | カバーガス | | |
| 44,000 | 45 | 11,000 | 75 | 95 | 0.013 |

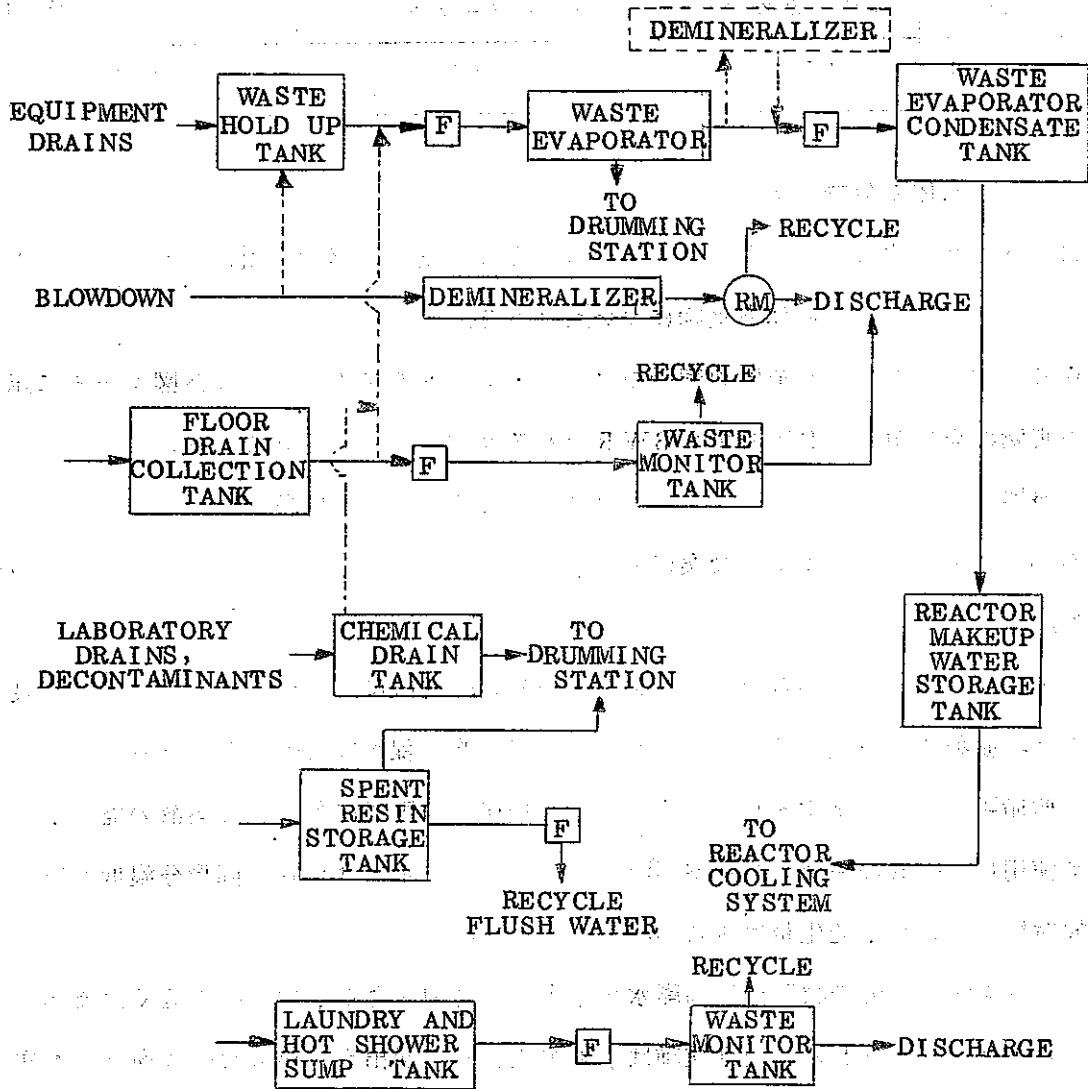
4.3.3 液体廃棄物(トリチウムを除く)

LMFBRとの比較の点から、トリチウムを便宜上気体廃棄物の項に入れたので、ここではトリチウムを除いた液体廃棄物について述べる。

LWRの代表的な液体廃棄物処理系のフロー・シートを図4-7および図4-8に示す。液体廃棄物の発生源は、PWRでもBWRでもほぼ次のように分類できる。

- (1) 機器ドレン： ポンプのリーク・オフ等が主である。量は多いが、水の化学的純度が高いので、炉過とイオン交換により、プラント補給水として再使用することが出来る。
- (2) 床ドレン： 配管からの漏洩等が主である。一旦床に流れたりして水の純度が良くない。放射能は一般に低い。プラントの状態を良く保てば量は少なくなる。
- (3) 樹脂再生廃液(化学ドレン)：イオン交換樹脂の再成に使用した薬液の廃液、除染に使用した薬液の廃液、分析室廃液等が主である。水に含まれる固形分濃度は高く、放射能も高いが、発生量は少ない。
- (4) 洗濯廃液： 汚染衣服の洗濯廃水で、多量の洗剤を含み、放射能も低くはない。

これらの廃液に含まれる放射性核種は、破損燃料から漏出する核分裂生成物と、1次冷却系の不純物の放射化生成物の二種に大別出来る。これらの代表的な核種と、1000 MW級BWRにおける廃液の発生量と濃度等の予測を表4-6に示す。



LEGEND

- F** FILTER
- RM** RADIATION MONITOR

图 4-7 PWR LIQUID WASTE SYSTEM

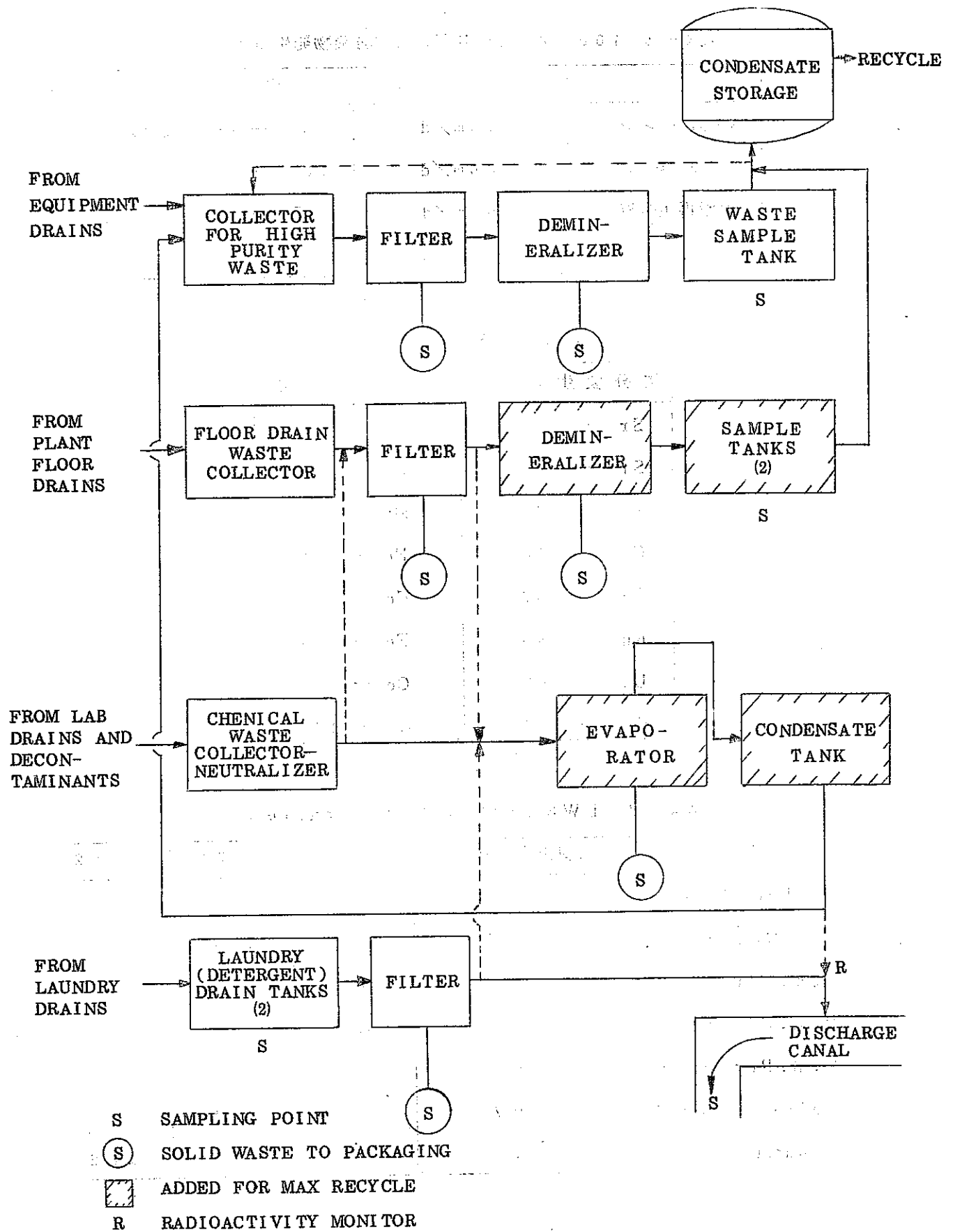


FIG 4-8 BWR LIQUID WASTE SYSTEM

表4-6 1000 MWE級 BWR 液体廃棄物発生量予測

| | 発 生 量 | 濃 度 |
|--------|-----------------------|---|
| 機器ドレン | 110 m ³ /d | 10 ⁻³ - 10 ⁰ μCi/ml |
| 床ドレン | 40 m ³ /d | 10 ⁻⁴ - 10 ⁰ |
| 樹脂再生廃液 | 50 m ³ /d | 10 ⁻¹ - 10 ² |
| 洗濯廃液 | 30 m ³ /d | 10 ⁻⁵ - 10 ⁻³ |

含まれる主要核種

| 核分裂生成物 | 放射化生成物 |
|----------|---------|
| Sr - 89 | Na - 24 |
| Sr - 90 | Cr - 51 |
| I - 131 | Mn - 54 |
| Cs - 134 | Fe - 55 |
| Cs - 137 | Co - 58 |
| Ru - 140 | Fe - 59 |
| La - 140 | Co - 60 |
| Ce - 144 | W - 187 |

表4-7 LWRの液体廃棄物放出量 (curie)

| PWR | 電気出力 (MW) | 1970 | 1971 | 1972 |
|----------------|-------------|------|------|------|
| Yankee Rowe | 175 | 0.03 | 0.01 | |
| San Onofre | 430 | 7.6 | 1.54 | |
| Conn. Yankee | 575 | 6.7 | 5.9 | |
| R. E. Ginna | 420 | 10.0 | 0.96 | |
| H. B. Robinson | 700 | — | 0.74 | |
| Point Beach I | 497 | — | 0.15 | |
| Mihama I | 340 | — | 0.15 | 0.02 |

| B W R | 電気出力 (MW) | 1 9 7 0 | 1 9 7 1 | 1 9 7 2 |
|-----------------|-------------|---------|---------|---------|
| Oyster Creek | 6 4 0 | 1 8.5 | 1 2.1 | |
| Nine Mile Point | 6 2 5 | 2 8.0 | 3 2.2 | |
| Dresden I | 2 0 0 | 8.2 | 6.2 | |
| Dresden II,III | 各 8 0 9 | 計 1 3 | 2 3 | |
| Humboldt Bay | 6 8 | 2.4 | 1.8 | |
| Big Rock Point | 7 0 | 4.7 | 3.5 | |
| Millstone I | 6 5 2 | — | 1 9.7 | |
| Monticello | 5 4 5 | — | 0.0 1 | |
| Fukushima I | 4 6 0 | — | 3 | 0.2 5 |
| Tsuruga | 3 5 7 | 1.8 | 0.1 7 | 0.2 0 |

USAECのas low as Practicableの指針に沿って、環境に放流されるのは、原則として洗濯廃液と時々行なわれるプラント全体の水バランスを保つための余剰水の放出だけとなった。

このような状勢の変化から、LWRからの液体廃棄物放流量は、何らかの異常がない限り以前よりずつと少なくなる傾向にあり、それもプラントの熱出力に比例するのではなく、プラント内で行なわれる汚染作業の頻度や規模および汚染管理衣服の運用等に依存するようになって来た。LWRの最近の実績を表4-7に示す。環境放流量をさらに減少させようという動きは盛んで、これからは洗濯廃液の処理が試みられようとしている。これが成功すれば、環境放流量は現在の実績の $\frac{1}{2}$ から $\frac{1}{3}$ に減少すると期待される。

LMFBRは、原則として汚染部分に水が使用されていないので、LWRにおける機器ドレンや再成廃液のようなプロセス的液体廃棄物の発生はほとんどなく、主にプラントで行なわれる汚染作業の際に発生する除染廃液とあとはLWRと共通的な洗濯廃液、実験室廃液などである。プラント除染廃液、実験室廃液等の洗剤を含まない廃液は、現在LWRですでに実用の域に入っている種々の方法で固化処理を行ない、環境への放流は行なわれない。洗濯廃液の処理は前述のようにこれからの課題であるが、LMFBRが実用化される頃迄には完成されていると考えられる。LMFBRが、このことを最初から念頭に置い

て建設されていれば、制約のあるLWRよりその効果も上るものと期待される。もし洗剤を含んだ水の全量固化が出来れば、LWRのプラント余剰水放出に相当するものがないので、LMFBRは真の意味でZero Releaseとなるであろう。LMFBRの予想放出値を表4-8に示す。

表4-8 1000MWE発電施設の液体廃棄物放出予想量 curie/year

| LMFBR | LWR | HTGR |
|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| 0 - 0.3 ²⁾ | 0.4 - 1 ¹⁾ | 0 - 0.3 ³⁾ |

数値の根拠

- 1) 原電敦賀発電所の最近の実績約0.2 ci/yを、半分は電気出力に比例し、半分は電気出力に関係なく一定として、1000MWEに外挿すると約0.4 ci/yとなる。敦賀の実績の約10%はプラント余剰水の放流である。この量はプラントの運転状態によっては増えることもある。これが10倍になったとし、洗濯も少し増えたとして、放出量としては0.4ないし1とした。
- 2) LMFBRにプラント余剰水の放流はなく、もっぱら洗濯廃液とみてよい。LMFBRは燃料取扱等が完全遠隔化されており、またLWRより液体廃棄物処理系も小規模であろうから、これらが原因となる分だけ洗濯廃液も少ないであろう。このようなことを考慮するとLMFBRの液体廃棄物放出量は多くてもおおよそ0.3 ci/y。もし洗濯廃液の処理が可能になれば0になる。
- 3) HTGRについても事情はLMFBRとほぼ同様であろう。

4.3.4 固体廃棄物

LWRで発生する固体廃棄物は、

1. 1次冷却系の浄化系から発生するもの
2. 液体廃棄物処理系から発生するもの
3. 炉内構造物、汚染機器の取替・除却品類
4. 汚染衣服、ビニール・シート、ウエス類、その他雑器材

に大別される。これらの発生予測は困難で、実績もプラントの運転状態の影響を受けて変

動し、量的表現が難かしいこともあつてなかなか把握し難い。その一例を表4-9に示す。炉内構造物の取替品を除いては、いわゆる低レベルに属し、条件がととのえば容器に収めて海洋投棄が可能である。

LMFBRでは、LWRにくらべてまず液体廃棄物処理系から発生するものが非常に少なくなろう。また1次冷却系の浄化系から発生するものは、コールド・トラップとKr-85の貯蔵ボンベであり、これが廃棄物となつて発生する量は設計ベースに関する限り非常に少ないと考えられる。炉内構造物、汚染機器の取替・除却はLWRにおいても把握の困難な部分であり、LMFBRについての予測は困難である。汚染衣服等は、本質的にはLWRと変わらないと考えられる。以上の考察からLMFBRにおける固体廃棄物の発生量を推定したものを表4-10に示す。

表4-9 1000MWE BWR の固体廃棄物の発生予想量¹⁾

| | |
|------------|-------------------------------------|
| 使用済イオン交換樹脂 | 50 m ³ /y |
| フィルタ・スラッジ | 70 m ³ /y |
| 樹脂再生廃液濃縮液 | 200 m ³ /y ²⁾ |
| 雑固体廃棄物 | 200 m ³ /y |
| 炉内廃棄物 | 6 t/y |

- 1) この数字は原電敦賀発電所の実績（一部推定実績）を元に、最近の設計の1000MWのBWRからの発生量を予測したものである。このうち炉内廃棄物を除いては、いわゆる低レベル廃棄物である。低レベル廃棄物の発生量に関しては、WASH1250に約60ないし120m³/yと記されている。この数字とこの表に示された数字との差は、液体廃棄物を環境放流するか濃縮固化するか、イオン交換樹脂をどこまで使ってから取替るかなど、廃棄物処理系の運用基準に起因するとも考えられる。
- 2) 樹脂再生廃液濃縮液は約2.5%濃度の芒硝水溶液であり、このままでは固体ではない。実際にはこれと等量のセメントを混合して、ドラム缶に入れ固化体とする。よつて固化されたものは約2倍の容積になる。

なお上記の考慮に当っては制御棒の取扱いの考慮が除外されている。実際にはBy Cペレット、或いは他の中性子吸収材を中心とする制御棒は非常に速いサイクルでdepleteされ、或いは破壊されて炉外に取出されることになり、その速度は通常の軽水炉より一桁はやいことになる。これらをもし敷地内に貯蔵するとなると放射線レベルが高く、且つ形状も大きいので所内輸送、サイトバンカー等は極めて重大な問題になる。現在のところ、制御棒の処置については考えが固まっていないう状況だが、実際運転に入れば直ちに大問題となることは明らかなので、燃料再処理と併せて早

急に検討することが望まれる。

表 4-10 1000 MWE LMFBR の固体廃棄物の発生予想量

| | |
|-----------|-------------------------------------|
| フィルタ・スラッジ | 30 m ³ /y ¹⁾ |
| 樹脂再生廃液濃縮液 | 100 m ³ /y ²⁾ |
| 雑固体廃棄物 | 200 m ³ /y ³⁾ |

- 1) LWR の液体廃棄物処理系に使用されているフィルタから発生するフィルタ・スラッジの量の約 $\frac{1}{2}$ が発生するとした。
- 2) LWR から発生する濃縮廃液の $\frac{1}{2}$ の量が発生するとした。
- 3) LWR と事情は変わらないということで、LWR と同量を仮定した。

なお WASH1509 には、LMFBR の低レベル固体廃棄物発生量は約 30 ないし 60 m³/y となっている。これは WASH1250 に記載されている LWR からの固化廃棄物発生量の約 $\frac{1}{2}$ である。

4.4 再処理施設からの平常時放出廃棄物

4.4.1 再処理施設の物質収支

再処理施設の物質収支を図 4-9 に示す。前に示した原子炉施設における物質収支との相異は、

1. 使用済燃料に含まれる大量の放射性物質が Input として持込まれる。
2. 使用済燃料を溶解するために、プラント内で多量の化学薬品が使用される。
3. 冷却水、冷却用空気の必要量は多くない。

などである。LMFBR 燃料の再処理が LWR 燃料の再処理と異なる点は、

1. 臨界制御の問題がきびしいので、水溶液プロセスの利用に制約がある。
2. Decay Heat が高く、貯蔵中およびプロセス中の熱除去を確実に行わなくてはならない。
3. Pu の存在量が多いのでこれによる hazard への考慮が必要になる。
4. 熔融 Na の除去のプロセスが必要になる。
5. 同伴される放射エネルギーが多く、それによるプロセス物質の放射線分解に対する考慮が必要になる。(爆鳴気の発生など。)

などである。これらが廃棄物の環境放出に及ぼす影響を含めて検討をすゝめる。

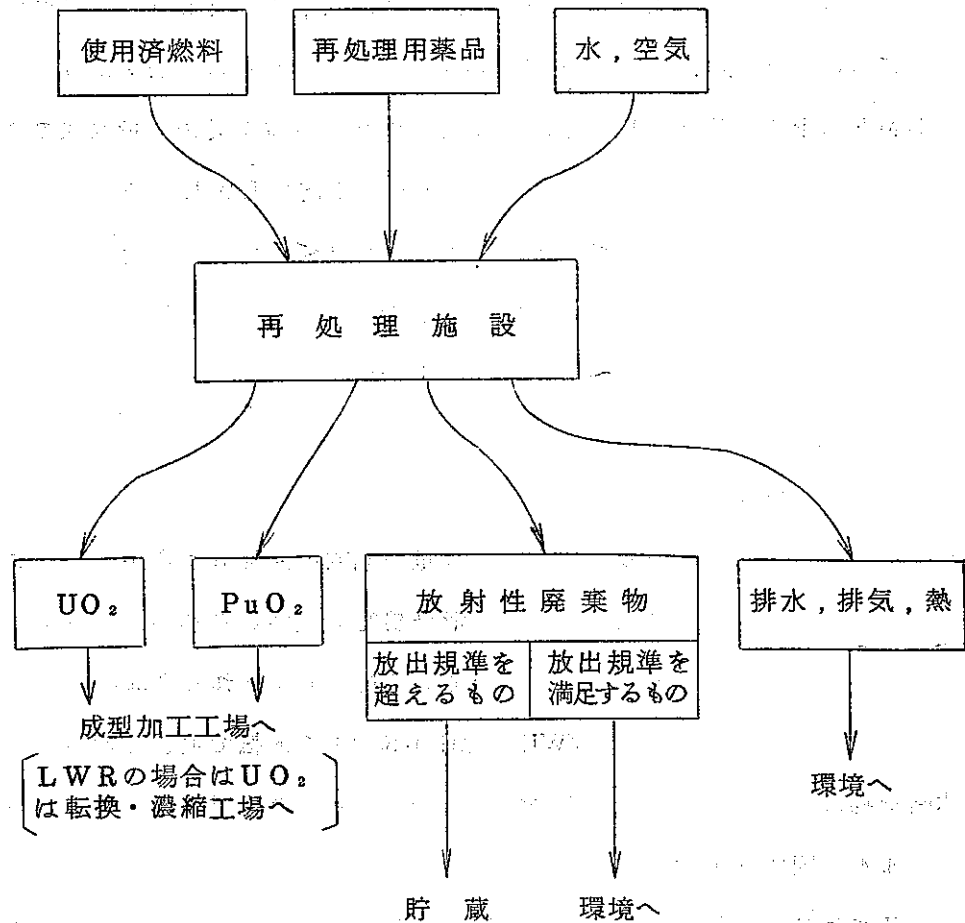


図 4 - 9 再処理施設の物質収支

4.4.2 気体廃棄物

LMFBR燃料再処理で生ずる放射性気体は、主としてKr-85, I-131およびH-3である。MWE当りの発生量はLWRの場合と大差ない。このうち現在の技術で捕集出来るのはI-131のみであるが、他の2核種については捕集法が開発中であり、LMFBR燃料の再処理が実施される頃には、原則として気体廃棄物はZero releaseにすることが出来る。

H-3は、例えば燃料を水溶液に接触させる前に、Voloxidation法により酸化さ

せて除去することが出来る。Kr—85はフロン吸収法により、フッ化炭化水素に容易に吸収されて捕集される。またI—131を濃硝酸と反応させて効率よく除去するという方法も開発されている。これらの方法を適用すれば、少くともH—3について90%、Kr—85について99%、I—131についてはほぼ100%の除去率が期待される。これによりLMFBRの燃料再処理で、環境に放出される気体廃棄物の量は次のようになる。

()内はLWRの値

| | | | | | |
|----|---|-----|---|-----------|-----------------|
| H | — | 3 | < | 3000 Ci/y | (< 2000 Ci/y) |
| Kr | — | 85 | < | 2000 Ci/y | (< 5000 Ci/y) |
| I | — | 131 | ~ | 0 Ci/y | (~ 0 Ci/y) |

4.4.3 液体廃棄物

LMFBR燃料の再処理の過程では、大量の高放射能廃液が発生する。これらは再処理に使用された化学薬品の混入により、固形分濃度も高い。これらはすべて蒸発、乾燥等の方法により固化され、原則として液体のまま環境へ放出されるのではないと考えられる。WASH1509によれば1000MWE LMFBRの1年運転で生じた使用済燃料の再処理の液体廃棄物には5年冷却の後でも約1800万キュリーの放射能が含まれている。

4.4.4 固体廃棄物

再処理で生じる固体廃棄物のうちで最も重要なものは、燃料被覆管の破断片である。これは極めて強い放射能を持ち、その発生量も多い。しかし、もともと腐食に耐える材料であるので、遮蔽がなされていれば漏洩の危険はないので安全に貯蔵出来る。

前項に述べた液体廃棄物の固形化物も固体廃棄物として貯蔵される。このほかは、主に二次的に発生する低レベル固体廃棄物があり、換気フィルタ、汚染衣服、エアーマスク、ビニールシート等が含まれる。これには物によつてPuによつて汚染されており、その取扱は慎重を要することがある。

これら固体廃棄物の発生量の推定値をWASH1509より引用して表4-11に示す。

表4-11 燃料再処理の廃棄物発生量

| | 1000 MWE LMFBR | 1000 MWE LWR |
|--------------------------|----------------|--------------|
| 被覆管廃棄物 m ³ /y | 6 | 2 |
| 高濃度液体固化物 " | 2 | 3 |
| 低レベル固体廃棄物 " | 60-340 | 20-120 |

4.5 成型加工施設からの廃棄物

LMFBR燃料の成型加工の過程で発生する廃棄物は、Puを含有した低レベルの液体および固体廃棄物である。

液体廃棄物の方は、すでに述べて来た各種の処理法で原則として固型化することが出来る。

固体廃棄物として発生する廃棄物は、汚染衣服、プラスチック、紙の類である。これらは、Puで汚染されているので、十分な注意のもとに梱包され、貯蔵されなければならない。WASH1509によれば1000MWEのLWRとLMFBRの燃料の成型加工から生ずる固体廃棄物はそれぞれ340m³/y、230m³/yである。

参考文献

- 1) USAEC, "Environmental Statement for Liquid Metal Fast Breeder Reactor Demonstration Plant," USAEC Report WASH-1509, April (1972).
- 2) 田島, 板倉, 市川, 吉田, "原子力産業における環境問題" ソフトサイエンス社, (1972).
- 3) J. Locante, "Tritium in Pressurized Water Reactors," Trans. Am. Nucl. Soc., 14, 161 (1971)
- 4) J. M. Smith, R. S. Gilbert, "Tritium Experience in Boiling Water Reactors," Trans. Am. Nucl. Soc., 14, 160 (1971).

- 5) T. S. Elleman, J. H. Auskin, K. Verghese, "Tritium Diffusion in Zircaloy-2 and Stainless Steels," ANS Trans. 15, 229 (1972)
- 6) E. R. Ebersole, W. R. Vroman, J. R. Krsul, "Tritium in the EBR-II," ANS Trans. 14, 321 (1971)
- 7) USAEC, "Draft Environmental Statement concerning Proposed Rule Making Action: Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion "As Low As Practicable" for Radioactive Material in Light - Water - Cooled Nuclear Power Reactor Effluents " USAEC, January (1973)
- 8) T. J. Kabele, "Tritium Distribution in the FFTF," ANS Trans. 15, 79 (1972)
- 9) 日本原子力学会「トリチウム」研究専門委員会報告書, "トリチウムその性質と挙動", 日本原子力学会, 1972年10月.

以上の外に, 次の諸文献も参考にした。

- a) USAEC, "The Safety of Nuclear Power Reactors (Light Water Cooled) and Related Facilities," USAEC Report WASH-1250, (1973)
- b) USAEC, "Environmental Survey of the Nuclear Fuel Cycle," Nov. (1972)

第5章 Specificな問題点

5.1 FBRの運転中における燃料トラブルの予測

5.1.1 はじめに

LMFBRの燃料には、高温および高燃焼度における結晶構造上の安定性、溶融ナトリウムに対する耐食性、等の点で、ウラン・プルトニウムの混合酸化物が有利であり、1000MWE級の炉心にはこれが20数トンも使用されることになっている。LMFBRは軽水炉より熱効率が大きく、また燃焼度も高いので出力の割には燃料装荷量が少なく、このことは、燃料が、平常時事故時を問わず、環境に対する放射能放出の潜在的危険性を持つという意味からみて、軽水炉と比べてLMFBRの有利な点の一つであろう。

しかし、同じ酸化物の型ではあっても、LMFBRで燃料が使用される条件は、軽水炉のそれとは非常に異ったものであり、今日まで我々が軽水炉で積重ねて来た酸化物燃料の経験を、観念的に単純に外挿することは避け、今後も基礎的な知見を着実に積上げていき、健全なLMFBR燃料の完成を目指さなくてはならない。

LMFBR実用炉が経済性を達成するには、燃料が燃焼の途中で破損することなく、設計通りの高燃焼度を達成することが必要であり、またたとえ燃料破損が起っても、それが然るべく処置され、環境に重大な影響を及ぼさぬような対策が講じられていることが必要である。このような観点から、次のテーマについて、以下に検討をすすめたい。

- 1) プルトニウムの安定性
- 2) 燃料被覆材の選定
- 3) 核分裂生成物の挙動
- 4) 破損燃料の取扱い

5.1.2 FBR燃料の形でプルトニウムの安定性

軽水炉において使われている二酸化ウランの結晶構造は、ホタル石型と呼ばれる面心立方で、広い温度範囲に亘って非常に安定な構造である。ウラン・プルトニウムの混合酸化物は、この二酸化ウラン結晶のウランの一部をプルトニウムで置換した型になっている。ウランとプルトニウムは、原子の構成や大きさがよく似ているので、ガス元素や原子半径の小さい元素が示すような結晶格子の隙間に入り込むようなことはせず、一旦プルトニウ

ムがウランと置換すれば、その後はプルトニウムが遊離して来ることはない。

ウランとプルトニウムの酸素との結びつきは、ウランの方がやや強いので、酸素よりさらに結合力の強い原子、あるいは酸素との結合のさらに強い原子が存在しているとする、プルトニウムはウランよりも先にこの影響を受けることが考えられる。核分裂生成物のなかでは、ハロゲンがこのような性質をもっているかもしれないが、結合力の差とか他元素の存在とか種々の要因が働いて、現実にはあまり問題にはなりそうもないが、明らかなデータはない。

燃料被覆材が破れれば、混合酸化物は熔融ナトリウムと接触する。ナトリウムも酸素との結合力の強い原子であるが、かつて米国鉱山局が発表した論文^{*注}によると、ウランもプルトニウムもナトリウムよりさらに結合力が強いとされているので、ナトリウムによる酸化物の還元はあまり心配しなくてもよいだろう。(第5-1図参照)ただしウランよりはプルトニウムの方がわづか還元されやすい。この点を確認するためには融解ナトリウムと、混合酸化物を接触させてプルトニウムの流出の有無をしらべる実験をする必要がある。

現用の燃料設計では全面腐食の腐食代は十分見こんでいるが、軽水炉でも問題は何等かの理由でおこる局部侵食で、まして高速炉では実用条件下での試験データをつまぬとこのような原因の被覆損傷の原因、対策ともまだ判らない。

プルトニウムが燃料本体から抜け出して来るもう一つの可能性は混合酸化物ペレットが粉末になって、燃料の破損部からナトリウム系へ流出して来る場合である。安全評価の為の事故解析では、最悪のケースを考える必要があるので、仮想事故では再臨界がおこることを仮想し混合酸化物はウランとプルトニウムの酸化物微粉となってエアロゾルになっているので格納容器からもれるような微粉も出来るが、通常の運転では、ペレットが熱サイクルなどでひび割れしてカケラから粉になっていくことを考えるだけでよいから、エアロ・ゾルの問題はない。燃料被覆管に穴があいていれば、この粉がナトリウムの流れによって持ち出されることが予想される。このような粉はエアロゾルよりずっと粗いものが多いから、ナトリウム中に篩かストレーナを置くことによって大部分除去することが出来るものと思われるが、かつて原研J R R - IIIで起きた燃料破損の後始末の際、冷却材中に持ち出されたウラン粉末(実際には酸化物になっている)の除去に手こずった経験もあるの

*注 Janies P. Coughlin, US Bureau of Mines Bulletine 542 (1954)

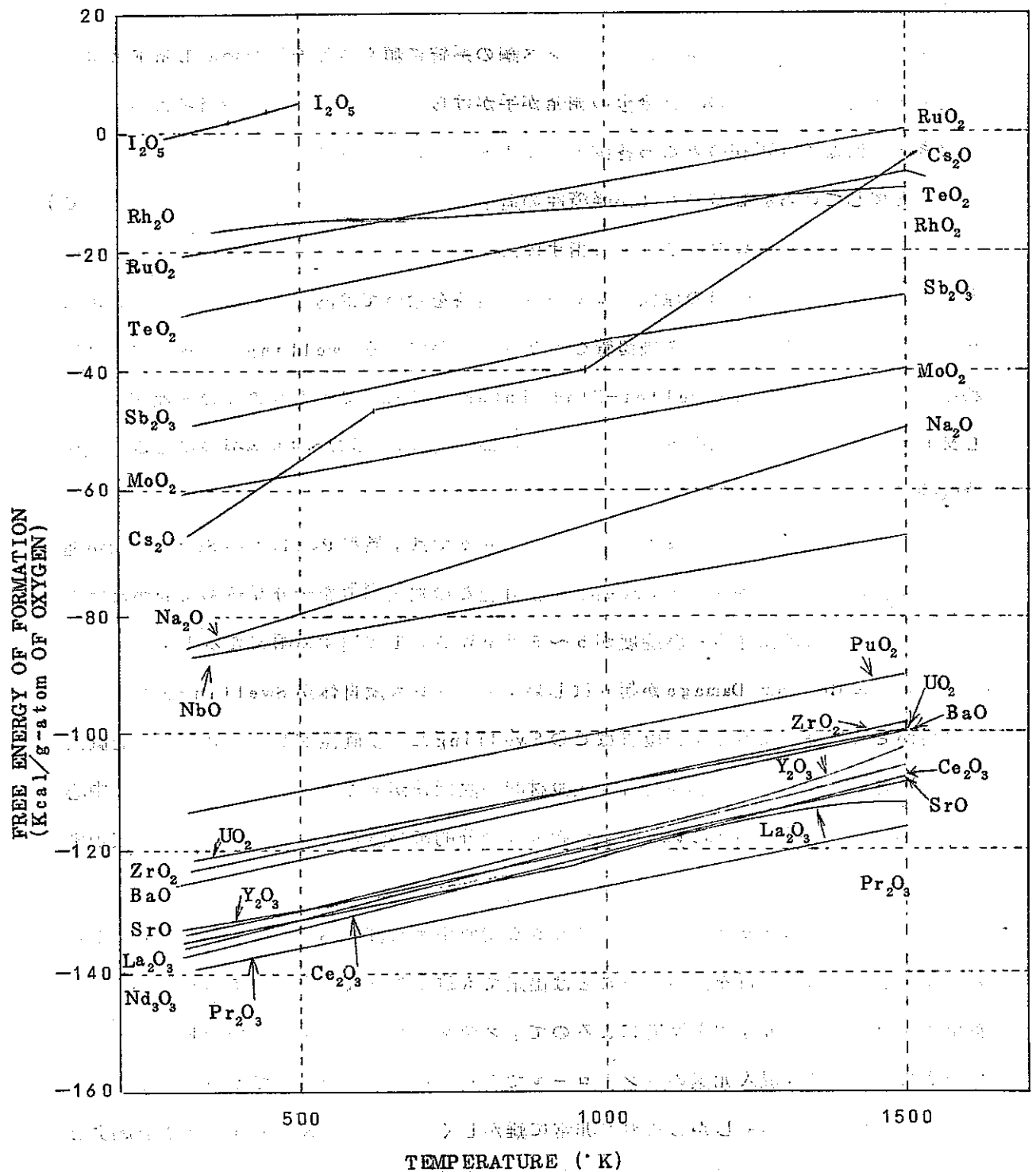


図 5-1 核分裂生成物および核燃料物質の酸化物生成自由エネルギー

で、このケースについてもループ実験を行なって確かめておくことが望ましい。

5.1.3 燃料被覆材の選択

現在LMFBRの燃料被覆材はステンレス鋼の系統に頼らざるを得ない。LMFBRでの使用条件を考えて種々の改良合金の開発が手がけられてはいるが、実設計にはつきり約束できるのはなく、現在のところ各国とも316ステンレス鋼に多少改良を加えたものを使うことにしている。LMFBRが経済性の追求のため高温（原子炉出口温度約600℃）高燃焼度（約10万MWD/T）を目指すには、316ステンレス鋼では不安が残っている。すなわち被覆管の破損の原因は1. Vented燃料を除いては内圧上昇が大きいことによる内圧クリープによるもの、2. 被覆管のヘリウム損傷によるSwellingによるもの、3. 燃料心材のスエリングによるPellet-Clad Interactionによるもの、の3種があり、LMFBRの高燃焼度の場合はステンレス鋼においては、2番のヘリウム損傷による破損が特徴的になる。

炉心初期の燃焼度2～3万MWD/Tのあたりまでは、燃料PelletのSwellingが進み、被覆材は内面から押されてCreepし、設計上この強制変形を十分見込んでおかないと、あるものはここで破損する。燃焼度が5～8万MWD/Tに達する頃になると、今度はステンレス鋼にHelium Damageが起りはじめ、ステンレス鋼自体がSwellingを始める。燃焼度がさらに高くなると、被覆管はこのSwellingにより直径が増し、Pelletを置去りにして外へふくれ上り、燃料心材、被覆材間の熱伝達がそこなわれて、燃料酸化物は中心溶融を起したり、re-structuringが起り、部分的に高温が生じればその部分が破損する。

この現象はオーステナイト系を6～700℃で使用すれば必ず起るものであり、Tiなどを添加しても、進行を遅らせることは出来ても防ぐことは出来ないであろう。Heの析出は構成元素の(n, α)反応によるので、ステンレス鋼では、主成分のFeとNiは仕方がないとして、混入元素のコントロールで(n, α)反応を少しでも少なくしようとするしかできない。しかしこれが非常に難しく、たとえばNが(n, α)を起すというので、これを除くと材料の強度が減り、これを補うためにCを加えると、炉心の主要構造材である低炭素ステンレス鋼との間でCのMass Transferが起る恐れが生じる。Cの代替策として加工度を上げて強度を出そうとすると結晶粒度がこまかくなり、creep

強度が落ちてまた不都合になる。したがって (n, α) 反応のおこる事自体は仕方がないので大きいボイドにならぬよう、小泡沢山に分散させるために泡の発生点をふやす目的でチタンなどを加えて分散相を散在させる方法しかなく、この改良は本質的なものではない。

一方ステンレス鋼以外の材料をHe Damage (Swelling) に強く、融点が高く、かつ熔融ナトリウムに耐えるという基準で選んでゆくと候補に挙っているのはV次いでNbでもっぱらVが注目されているが、ここで問題となって来るのは熔融Na中の微量のOである。従来の耐熱材料は、空気中という多量の酸素の雰囲気で表面に緻密な酸化膜を造ってそれ以上の酸化の進行をとめることで高温の耐酸化性をえているものがほとんどであったので酸素のほとんどない熔融Na中では不十分かつまだらな酸化しかおこらないので、この時の耐食性は大分事情がちがうようである。しかも、酸素が全然ないのではなく、常に微量は存在し、しかも一定していないため、材料の表面のところどころに酸化物が出来て、このことは熔融Na中に限らず、高温ガス冷却原子炉のように極微不純物をふくむHe雰囲気についても言えることである。

ともかく、燃料被覆材の面からは、少なくとも軽水炉におけるジルカロイ-IIのような一応の成功をおさめた材料が、LMFBRにはまだない。今の処600℃台の直上くらいまでなら、3-16ステンレス鋼である。このジルカロイ-IIにしても、試作段階を経て、材料製造、成型加工、組立てとあらゆる段階で不完全品が出ないよう仕様書をうるさく作ってみたものの、その仕様ではカバーし切れぬ破損原因がまだあるかもしれない状態である。現在仕様で押えられているのは、材料全体に一樣に起る現象がほとんどであり、ピンホールがあくとか、ヒビ割れが生ずるとか、局部的に起る少数例的現象については、原因を究めることが困難で、材料および使用環境への仕様でコントロールすることは十分できていない。

ジルカロイ-IIに相当する材料を探しあぐねているLMFBRは、600℃台の上半の温度で使うなら被覆材の破損率は軽水炉以上のことを考えておかねばならないであろう。

また一方では、金属表面積とNa流量とを実条件にあわせ、その他温度、中性子束、不純

物濃度等を実条件と出来るだけ合わせた実証実験が、一日も早く行なわれることが望ましい。

5.1.4 核分裂生成物の挙動

前項で述べたように、燃料被覆は現状では破損絶無とはいきれないので、核分裂生成物は、一次系の溶融Na中へかなりの量が放出されて来るとみるべきであろう。この場合、軽水炉の例からみても、一次冷却系へ放出されて来るものは、揮発性のものだけではなく、破損が十分大きければ固体のものも、時には燃料心材の破片も、冷却材に洗われて出て来るであろう。LMFBRでは、燃料は本質的に健全であり、たとえ破損しても、溶融Na中に出るのであるから、希ガス以外はすべて溶融Naと反応して捕捉され、細かい粉粒体となって直ぐCold Trapにて除去されるとしている。また希ガスは、溶融Na液面を抜けて、Cover Gasに入り、ここで処理系へ導かれるので万全であるとされている。

しかし、現実には燃料から放出される核分裂生成物は、原子数などでみると極めて少数で極微濃度であり、これがいわゆるコールド・テストで実証されたとするときの冶金学的、化学的高濃度での実験結果と、はたして同一の挙動を示し、同一の捕捉性を期待してよいかとなると疑問視される部分がある。またCover GasにTrapされるのは希ガスだけなのか、Solidも同伴されていくのではないか、あるいは、1次系で完全に除かれるから、熱交換器の細管に破損があっても核分裂生成物は2次系へは漏洩しないといえるのか、検討の余地は多い。現用の水を扱う熱交換器でもこういうことは断言できない現状である。ともかく、核分裂生成物の主なものは判っているのであるから、出来るだけ実用条件に近づけて実証実験を行なわねばならない。

5.1.5 破損燃料の取扱い

以上述べて来たように、LMFBRでは燃料破損の問題は相当深刻に考えねばならない。例えば、前述のHe DamageがDounreayではじめて見つかって、これがなかなか解決されないということが判って、各国の原型炉の被覆材の温度条件が600℃台に下がってしまった。しかし、実用炉においては、Na-Na-水という系で、火力に対抗する熱効率を得て経済性を確立していくには700℃くらいで被覆材を使用し、燃焼度も10万MW/D以上を考えねばならない。この条件は、結局いま計画されている原型炉で完全に実証されぬものであり、実用炉の温度を上げたければ十分な対策を講じておかねばならないだ

らう。

軽水炉において経験していることは、破損燃料はほとんど常に存在し、定検の際に、1体ずつ判定して炉心から取り出している。LMFBRでもやはり破損燃料は絶えることなく、運転中か停止してからか、それを判定して取出さねばならぬ事情は同じであろう。しかし、LMFBRでは、燃料が溶融Na中に常に置かれているため、現在我々が軽水炉で用いている手法を応用することは困難であろう。しかし、破損のあるものを適確に判別し、それを確実に取出す方法が実用化されていないと、プラント稼働率は低下し、火力や軽水炉との競争に耐えられなくなってしまいうだろう。

5.1.6 今後のすすめ方

将来のエネルギーの担い手と目されたLMFBRの燃料については、上に述べたように可成り基本的な点でさらに検討を要するものがある。これを今後強力に推し進めるには、次のような計画を立てる必要がある。

1) 基礎実験

- a) 混合酸化物（あるいは炭化物）の溶融Naとの接触実験を行ない、ウラン・プルトニウムの溶出のないこと又はあればその限度を実証すること。
- b) 実際に発生する核分裂生成物を、単体でなく種々組合せ、実濃度に近い濃度で溶融NaとCover GasのあるループでTrap実験を行なうこと。
- c) 実用炉で予想される微量不純物を含んだ溶融Na中に、燃料被覆材試料を浸して、出来れば700℃、10²nvt台まで耐食テストを行なうこと。

2) 原型炉設計

- a) 燃料燃焼度、温度条件、破損燃料のManagement等について、実験炉と実用炉とに、それぞれどうつなげるかを決定すること。
- b) 燃料周辺機器、たとえば燃料取扱装置、燃料破損検出装置（破損燃料取出装置）、溶融Na浄化系等の開発を強力に推進すること。

5.1.7 おわりに

資源問題は最近急を告げるが、その内容においては、決して目新しいものはない。その解決すべき時が、いよいよ差し迫って来ただけである。LMFBRが、次のエネルギーの担い手になるべきことに疑問はない。その行手に立ちただかる燃料の問題は大きいが、我

々にとって大きすぎることはない。着実に実証を重ねて行けば必ず解決への道は開かれる。

5.2 Na 漏洩およびNa 火災

5.2.1 Na 漏洩について

1次Na についてはよく知られている通り， Na^{22} ($\tau_{1/2} = 2.6$ 年)， Na^{24} ($\tau_{1/2} = 1.5$ 時間)などによるNa 自身の誘導放射能が取扱上厄介となる。この誘導放射能は密封型燃料で燃料破損がない場合，平衡状態で1次Na の体積当りに $3.0 \times 10^4 \mu Ci/cc$ 程度となる。

定常運転時におけるNa 漏洩は，この誘導放射能の放出に連なる。また将来のこととしてFP ガスを1次系に放射するベント型燃料を用いる場合の対策が注目を要する。

Na 自体の物理的・化学的取扱いのしにくさに関連しては，冷却材浄化系やカバーガス浄化系を含む機器の洗浄，除染，洗浄廃液の後処理など，すべてNa の活性とNa-水反応への配慮が問題の大部分を占める。これら浄化系の概要を表5-1に示す。

水分が関係しない場合も，高温Na による火災の対策，それに伴う環境放出の評価などがNa 特有の問題である。

これらのNa 冷却炉の運営管理上の特有の諸問題は，全面的に運転経験によらなければ明確な説明が出来ないものが大部分である。定性的なことは述べられても定量的な説明については，専らJOYO，MONJUの運転経験を，それも従来のように機器製造の立場からばかりでなく，運営保守の立場からも集積して分析を強化しなければならない。

表5-1 冷却材およびカバーガス浄化系

| | 機 器 | 対 象 |
|--------|--|---|
| 1次Na 系 | コールドトラップ 原理は100～150℃におけるNa 中の析出。heat sink を作り，中にSSメッシュなどをつめる。Na ₂ Oで10ppm 程度まで可能 | 酸化物：Na ₂ O等 水酸化物：NaOH等 炭素化合物：Na ₂ CO ₃ ，C ₂ H ₂ HCN，Na ₂ C ₂ その他：Fe，Ni，Cr，Mo，Mn Cu，Al，Ce，Sr，I |

| | 機 器 | 対 象 |
|--------------|--|---------------------------|
| 1次Na系 | ホットトラップ 原理はZr, SUSなどの高温金属のゲッター作用。Na ₂ Oを10ppm以下にする際に用いる。他にTa, Ti, Nbにも有効 | 主として酸化物を吸着させる。 |
| 2次Na系 | 1次系に準ずる | 1次系に準ずる |
| Arカバー ガス系 | 活性炭吸着層 短半減期のものは層内での減衰を利用、他は吸着(-150℃)および脱離(-100℃以上)の繰返し操作によって濃縮捕集する。 | Xe, Kr ただしKrは繰返し操作が必要。 |
| | 液化蒸留塔 蒸気圧の差を利用。1ppm以下も可能 | Xe, Kr |
| | 溶媒吸収塔 CCl ₂ F ₂ 等への溶解度の差を利用。 Arの吸収が大きい。 | Xe, Kr |

5.2.2 Naが付着した機器の洗浄，除染等

Na中に浸って使用されている機器が通常の運転を継続するために、あるいは思いがけない事故、故障の修理のためにNa中からとり出される必要が生ずることは屢々になると思われる。発電所の保守の必要上からみてこの関連で環境への放出が生ずる代表的な例をあげてみる。

Na中で使用された機器は、修理される前には、作業者を保護する目的から必ず付着したNaを洗浄する必要がある。この際に、いきなり水でNaを洗浄するとはげしいNa-水反応が生じて作業者の傷害や機器の破損を招くため、水による洗浄を行なう前に水蒸気洗浄、Na汚染が著しい時はさらにその前にアルコールによる洗浄を行なう。

水蒸気洗浄を行なう際にも、窒素を水蒸気に混合して更に水蒸気の量を少なくしてとり

かかる場合もある。

誘導放射能や、破損燃料がある場合はFPやPu汚染のある1次系Na機器を洗浄する場合には、この時の廃液の処理を相当な管理の下に行なわなければならない。また放射能汚染のおそれの少ない2次Na系や補助系Naの洗浄であっても、近頃は苛性ソーダなどの産業廃棄物の処理に対する条件は年を追って厳しくなっている。

5.2.3 使用済燃料の洗滌

原子炉の中から排出された燃料を、発電所で水蒸気又は水による洗浄を行なう必要があるかどうかについては判断が複雑である。

LMFBRでは一旦とり出して水蒸気洗浄をしてしまった燃料は、残留NaOHによる応力腐食などを懸念して、炉心内で再使用しない方針がとられている。

LMFBRの使用済燃料はLWRに比較して数倍もの崩壊熱をもっており、したがって炉内又は炉外のNa中にて1～2ヶ月間の冷却期間をおかなければArカバーガス中へも取り出せない。

水蒸気又は水洗浄をするにしても、洗浄設備そのものに加えて、場合によってはFPやPu汚染をもった1次Naの洗浄廃液ガスの放射線管理が必要であり、このような厄介な作業を各発電所毎に行なって問題を複雑にするよりも使用済燃料を再処理施設へ輸送した上で一括して洗浄、前処理を行なう方が合理的だとも考えられる。

長期的に考えれば、発電所と再処理工場を同一地区内に併存させる原子力基地方式にする誘因が他にもある（例えば使用済燃料の輸送）ので、最終的にはそのような姿で解決を図らねばならぬのかも知れない。

5.2.4 冷却系機器の洗浄

原子炉運転中にマイナートラブルがかなり多いとみられる機器は、Naポンプ、制御棒駆動機構、燃料交換系、計装系など枚挙にいとまがない。

これらの機器の補修作業は、1次Naの誘導放射能の減衰を待つて系からとり外し、更に減衰を待つて水蒸気洗浄又はアルコール洗浄から始まって水洗浄、分解修理となる。

従来LMFBRの運転経験を見るに、発電所サイトで洗浄して工場へ輸送するものもあるが、ものによっては（特に放射能が無いものの場合）工場へそのまま送り、工場で除染作業も含めて行なわれる場合もある。

環境へ排出されるものは、洗浄に伴うNaOHを含む蒸気、NaOH廃液、カバーガス浄化系要素などが主となる。このNa洗浄を行なった際に排出される廃液は、LWRのように簡単な洗浄と乾燥で事足りた場合に比してかなり体積が多くなることに注意しなければならない。

5.2.5 浄化系(コールド・トラップ)

LMFBRの冷却系は、コールド・トラップにより純度を保たれる。主にNa酸化物 Na_2O の存在比を下げたいのであるが、コールド・トラップはNaを100~150℃に温度を下げて中に溶解している不純物(主として酸化物)が溶存出来なくなって析出してくる原理を利用したものである。

コールド・トラップは低温部が100~150℃に保たれるように設計し、これを冷却系にバイパス流浄化系を設けてとりつけ、析出物をコールド・トラップ内のSUSメッシュの間に捉えている。

コールド・トラップは定常運転時の酸化物のみならず、FP元素のいくつかがかなり効率よく捉えられることが指摘されているが、詳しい性能分析は今後に残されている。

定常運転時には、コールド・トラップはかなり長期にわたって使用に耐えるよう設計されている。発電所の定期点検毎にSUSメッシュをとりかえるような頻度では保守の必要はないことになっている。

現在までの記録をしらべても、初期の運転前試験のNa中の酸化物濃度が高い時期に特別にその期間のためのコールド・トラップを増設した例があるが、発電をはじめて以後計画的にコールド・トラップをとりかえた例は見当たらない。

しかしLMFBR発電所で定常運転時に固体廃棄物を排出する最大の原因は、燃料部分を除くとコールド・トラップ関係であることは明らかである。今後研究を残す分野であり、コールド・トラップの実証成績を重視して調査をする必要がある。

現在までのLMFBRでコールド・トラップの性能調査がなおざりにされて来たのは、幸い酸化物が10~20ppmに抑えられたことと、発電所からコールド・トラップ中のSUSメッシュを排出しなければならない場面に遭遇しなかったためと考えられる。

同様にNaOHの処分やアルコール洗浄設備について記述が少ないのは、産業廃棄物の環境放出の規制が従来ゆるやかであったことも一因をなしている。

5.2.6 Na 火災など

Na が空気と反応すると Na_2O (酸化ナトリウム) が生成する。空気が過剰にある場合には Na_2O は更に酸化されて Na_2O_2 (過酸化ナトリウム) が混って生成する。Na 火災の特長は炎が低く、 Na_2O 、 Na_2O_2 の刺激性の白煙を生ずることである。この白煙は有害ではないが吸うと咳が出てむせる。大量に吸うと粘膜を傷める。湿った皮膚について刺激を与える。周囲の物体に付着すると加水分解して NaOH (苛性ソーダ溶液) になる。

燃焼形態にはプール状火災とスプレー状火災とがあるがスプレー状火災はプール状火災より急速に燃焼する。これは表面積に対する体積の比がプール状の場合より小さいからである。

ナトリウム冷却高速炉に於ては機器配管類から Na が漏洩することがないように設計・製作・据付等に於て十分に考慮が払われると共に、プール状火災に対しては燃焼面積を制限するよう、スプレー状火災に対しては Na 噴出量を制限するよう配慮されている。

1 次冷却系の機器配管類はすべて窒素雰囲気配置されて、Na 火災の可能性をなくす設計になっているが原子炉停止後、機器類修理の為、床下の窒素ガス雰囲気を空気に置換した状態に於て、何らかの原因でナトリウム流出事故が生じた場合には流出ナトリウムが炉室床面にプール状にたまり Na 火災が生じる。同時に冷却材中に存在する FP が格納容器内に放出されることになる。格納容器排気系を經由して排気筒へ送られる排気中のフィルターは耐アルカリ性の捕集効率の高い高性能フィルターでなければならない。また、格納容器はこの Na 火災による温度上昇、内圧上昇に対して十分に耐え得るものでなければならない。

2 次冷却系の機器・配管類は周囲雰囲気が空気であり 2 次冷却系配管類に破損が生ずるとプール状の Na 火災が発生する可能性がある。この場合、Na 流出を検出すると直ちに 2 次系に残存する Na をダンプタンクにドレンするなどして空気中への流出量を制限すると共に、空気と接触する Na 量を制限するために流出面積を限定するような床面設計が採用されている。乾燥砂、特殊化学消火剤等を用いて窒息消火が行なわれる。2 次冷却系の Na 火災の場合には Na は放射化されておらず FP も存在しないので放射線災害はない。

原子炉の安全性評価のために仮想事故として炉心溶融事故とそれに伴う 1 次冷却系の Na が格納容器内に噴出するスプレー状の Na 火災を想定している。噴出 Na は瞬時に空

気と反応するものとし，噴出 Na 量に応じて格納容器内のガス温度，内圧が上昇する。炉心の FP は瞬時に格納容器に放出されると考える。環境に対する評価には格納容器からの漏洩率について事故時の内圧変化を考慮に入れて評価している。

5.3 機器の健全性と環境

5.3.1 はじめに

機器の健全性と環境に関連し次の3つの問題点が考えられる。

- (1) 系内に据付けられた機器は，炉の運転と制御に果すその機器本来の役割の他に，系内の放射能や物質を系内に密封し，周囲と遮蔽，隔離する役割を持っている。後者の役割は機器の健全性により保証されるものであるが，そのためには設計と製作に種々の要求と制限を付加しなければならない。従って FBR に独特な機器使用環境の中で，機器の健全性を確保するためにどのような問題があるかを考える必要がある。
- (2) 次に，機器の故障や事故により健全性が害された場合を考え，その時系外に放出される放出物，量，放出の様子，更にはこれを最少に食止め，放射能や有害物質を環境に放出させない対策が必要となる。このためには格納容器，放出物ホールド・アップ・タンク，消火施設，廃棄物処理施設などの施設が要求される。
- (3) また故障や事故の発生した機器を補修するため，系内から取出し，洗浄，修理，部品交換，再据付等の作業に伴う放出物に対しても対策が必要である。このためには，機器取出し，移送，補修，洗浄，廃棄物処理等の施設が要求される。

5.3.2 健全性の確保

(1) 機器の使用環境

第1表に100万KWのFBRとLWRの主要な諸元を比較したがこれからわかるとおりFBR機器の使用環境の一般的特徴は

- (i) 冷却材が Na であること
- (ii) その温度がLWRの285～325℃に対し550～650℃と非常に高いこと
- (iii) 一方圧力はLWRの70～160気圧に比べ1気圧強と極めて低いこと
- (iv) 不活性カバー・ガス空間が系内に存在すること
- (v) 高速中性子でかつ flux が高いこと

などが挙げられる。このような環境下で機器の健全性を保持するためには，次のよう

なスペシフィックな問題を考慮しなければならない。

- ・ Na および Na 酸化物による腐蝕
- ・ Na 火災
- ・ Na 沸騰
- ・ Na - 水反応
- ・ Na - 燃料反応
- ・ Na 蒸着
- ・ Na 中の F. P. 挙動
- ・ Na 純度管理
- ・ 高温クリープ
- ・ 熱衝撃
- ・ スエリング

これらの問題は材料試験など基礎的データを蓄積し、順次安全基準、設計基準、運転基準の中に整理されるべきものである。これは近年における ASME section III の補充や R D T standard 制定の努力に代表される。

(2) Inservice Inspection

機器の健全性を保証するためには、設計、製作における考慮に加え、運転中においても健全性を常にチェックする必要がある。現在 L W R においては A S M E Section IX が制定されており、ポアスコープ又は T V カメラによる肉眼検査、磁粉探傷試験、液体浸透探傷試験、放射線探傷試験、超音波探傷試験等により溶接部、S S 肉盛部、圧力保持ボルト、ポンプケーシング、弁等の検査を義務づけている。F B R の場合は温度等(1)に挙げたような使用環境の差、2重管等による構造上の制約、より一層の遠隔操作の必要性などから、L W R の基準をそのまま適用することができない。

5.3.3 機器の故障および事故時の放出物

5.3.2 に述べた努力にもかかわらず機器に故障や事故が発生し、健全性が害されると、系内に封じ込められていた物質が系外に放出される。エンリコ・フェルミ、ドンレー、ラブソディ、E B R - II で経験されたトラブル例を表 5 - 2 ~ 表 5 - 5 に示した。設計、製作、運転における細心の注意にもかかわらずこれらの事態が生じることは表からも明らか

である。

故障や事故に伴う放出物は次のようなものが想像される。

- ・ 放射性Na，非放射性Na
- ・ 放射性Na 酸化物，非放射性Na 酸化物
- ・ 放射性Na 火煙，非放射性Na 火煙
- ・ Na-水反応生成物
- ・ 放射性カバ-・ガス，非放射性カバ-・ガス
- ・ 窒素ガス
- ・ Na K，Na K酸化物，Na K火煙
- ・ F. P.

これらの内放射性物質はいかなる場合も環境にそのまま放出されてしまうことのないよう，各種の事故を想定し対策をあらかじめ考えることにより，発電所の設計や運転員の訓練に取入れておかなければならない。特に燃料移送施設や次節5.3.4に挙げるような格納容器外の機器についても，放出経路の検討や放出について十分にぬかりないようにすることが重要である。

表5-2 代表的FBR実験炉で発生したトラブル例と想像される環境放出物

エンリコ・フェルミ 臨界1963.8.23

| 機 器 | | ト ラ ブ ル 例 | | 環 境 放 出 物 | |
|-------------|-----|-----------------------------|--|-----------------------------------|---|
| | | ト ラ ブ ル | 補 修 | ト ラ ブ ル 時 | 補 修 時 |
| 一 次 系 | ポンプ | 逆止弁が急激に閉じNaハ ンマー(1964) | スプリングとダッシュボ ットを取付け弁の閉閉を 改良 | なし | ◎放射性Na |
| | | 循滑材の1次系への漏入 (1971) | コールド・トラッピング | なし | なし |
| | 炉 心 | 炉心の一部熔融(≈2S /A)(1966.10) | ・原因となったZr板の 取出し ・S/A入口部にフロー ガートを取付け ・コールド・トラッピ ング | ・放射能(微量) (原子炉建屋廃棄 ダクト内放射能大) | ◎放射性Zr ◎放射性Na ◎溶融S/A ◎汚染した補修機 具(カメラ,ポ ロスコ-プ,ス パイン・ツ-ル 等) |

(注 S/A = サブアセンブリー)

| 機 器 | | ト ラ ブ ル 例 | | 環 境 放 出 物 | |
|-----------------------|------------|---|--|------------------------|---------------------------------|
| | | ト ラ ブ ル | 補 修 | ト ラ ブ ル 時 | 補 修 時 |
| 二 次 系 | 蒸気発生器 | NO1蒸気発生器のNa- 水反応(水 large leak) (1962.12) | ・チューブの振動を防止 するためNaパッフル 板取付け ・チューブにレース・ク リップ取付け ・チューブの交換 | ・Na-水反応 生成物 ・火 煙 | ・Na-水反応 生成物 ・Na汚染チュー ブ |
| | | チューブ・スモール・リー ク(NO1, NO2) (1964~1965) | ・NO1で160本, NO 2で270本の溶接部 修理 ・コールド・トラッピン グ | | ・な し |
| | | チューブ・スモール・リー ク(1970~1971) | ・盲 | ・な し | ・な し |
| 補 助 系 | ポンプ | ラビリンス・シール部固着 (1964) | ・face sealを取付 け改良 | ・な し | ・Na |
| 燃 料 交 換 系 | 燃料取扱 機構 | ホールドダウン機構に燃料 S/Aがひっかかったまま 回転プラグを回したため、 ホールドダウンフィンガー が彎曲(1961 臨界前) | ・スイープアームの取付 ・気密防護服を着用し不 活性雰囲気の内作業 | ・な し | ・Na ・Na汚染服 ・Ar ガス |

表 5 - 3 代表的 F B R 実験炉で発生したトラブル例と想像される環境放出物
ドンレー

| 機 器 | | ト ラ ブ ル 例 | | 環 境 放 出 物 | |
|-------------|-------|----------------------|------------------------------------|----------------------------|-------------------------|
| | | ト ラ ブ ル | 補 修 | ト ラ ブ ル 時 | 補 修 時 |
| 一 次 系 | 配 管 | リーク(1967.5~ 1968) | リーク配管を含め同じ構 造を持つ全ての配管の変 更と変換 | リーク・ジャケ ット内に少量の Na K | ◎放射性Na K ◎ " 配管 |
| 二 次 系 | 蒸気発生器 | Na Kリーク (1966.7) | 不良部分を切り取り修理 | ・Na K | ・Na K ・Na K汚染伝熱 管 |

表5-4 代表的FBR実験炉で発生したトラブル例と想像される環境放出物

ラブソディー

| 機 器 | | ト ラ ブ ル 例 | | 環 境 放 出 物 | |
|-----------------------|-------------------------------|--|---|-----------|-----------------------|
| | | ト ラ ブ ル | 補 修 | ト ラ ブ ル 時 | 補 修 時 |
| 一 次 系 | ポンプ | 除々に駆動モータの負荷が増加(1966. 臨界前) | 原因がはっきりするまでNa温度を450°C以下に抑える | — | — |
| | | 1次系Arガス圧力が上昇し, 1次Naが1.5m ³ 遮蔽プラグ上に押出される。(1966. 臨界前) | Na除去, Arガス圧力制御弁の設計変更, 制御棒diving tube(ガイドチューブ)に穴を開ける | • Na | • Na |
| 二 次 系 | 配 管 | 配管が亀裂し, リークしたNaが2重管の隙間に侵入(1966. 10 臨界前) | Na除去, 配管修理 | — | • Na • 配管切片 |
| 補 助 系 | Arカバー ガス系 | 1次Arカバー・ガス系に空気が漏入し, 配管がNa ₂ OとNaの混合物で閉塞 | 高温Naで回路を洗浄 | — | — |
| 燃 料 交 換 系 | 回転プラグ | プラグの回転困難 | 酸化物除去 加熱方法改善 | — | Na, Na ₂ O |
| | ホールド・ ダウンチュ ープとグリ ッパ | ホールド・ダウンチューブのミス・アライメントによるS/A頂部のねじ曲り | 損傷S/Aの取出し, ホールドダウン・チューブを下げるかを制限するよう改良 | — | ◎S/A ◎Na |
| | | | | | |

表5-5 代表的FBR実験炉で発生したトラブル例と想像される環境放出物

E B R - II

◎印・・・放射性

| 機 器 | | ト ラ ブ ル 例 | | 環 境 放 出 物 | |
|-----------------------|----------------------------------|---|--|------------------|---------------------------------------|
| | | ト ラ ブ ル | 補 修 | ト ラ ブ ル 時 | 補 修 時 |
| 一 次 系 | ポンプ (機械式) | 軸とラビリンス・シールの かじり (1963.4, 1963.8) | ・軸, シールの交換 ・引抜いたポンプの収容 と移動のためシリンダ とゴムピストンより成 る特製ケーソン使用 | なし | ◎放射性Na ◎汚染ポンプ軸 ◎ " シール |
| | ポンプ (インダク ション式) | ダクト壁のクラック (1964.4) | ・ダクトのクラック部分 を切り取り, 新しい板を 溶接 | 微量Na | ・微量Na ・Na付ダクト切 片 |
| 二 次 系 | 蒸気発生器 (2重管) | 管-管盤溶接部リーク (1965) | ・蒸発部と蒸気ドラムの 連結パイプを外し加 圧試験 ・リーク箇所再溶接 | なし | ・微量Na |
| 補 助 系 | 1次補助Na 系ポンプ (インダク ション式) | ポンプ電極銅板の溶け込み (1967) | ・電極をS. S. で被覆 ・1次系コールド・トラ ッピング | なし | ◎Na |
| | 1次コールド ・トラッ プ | コールド・トラップの閉塞 (1967~1968) | ・配管系を動かさずにコ ールド・トラップを取 外せるよう配管系の変 更, 交換 | なし | ◎放射性Na ◎ " 不純物 ◎汚染コールド・ トラップ |
| | 2次ブラギ ング・メー タ系弁 | 80gaのNaリーク, 火 災(1968.2) | ・火災 ・弁交換? | Na火煙 | ・残留Na ₂ O ・Na付弁 |
| 燃 料 交 換 系 | 回転プラグ シール | シール合金の溶解時間が長 くなる (1965.7~1966.6) | ・シール合金に混った酸 化物の除去 ・新しいシール合金の注 入 | なし | ・Sn, Bi, Na等 の酸化物 |
| | グリッパー | 作動中の引かかり (1964) | ・Na ₂ Oの除去 | なし | ◎放射性Na ₂ O ◎カバーガス |
| | | ホールド・ダウン装置との 衝突による故障 (1964.9) | ・交換? ・操作方法の変更 | なし | ◎汚染グリッパ ◎カバーガス |
| トランスフ ァ・アーム | 動作困難(1966.2) | ・交換 | なし | ◎汚染アーム ◎カバーガス | |

5.3.4 補修時の放出物と関連施設

ポンプ軸のかじりに代表されるような機器の修理や交換が可能な事故は、その機器を取出し、適当な修理室で修理や交換を行い、再据付する。こうした補修作業に伴いやはり放出がある。エンリコ・フェルミ、ドンレー、ラプソディ、EBR-IIの例を表5-2～表5-5に示した。

補修時に放出が予想されるものは、

- ・ 放射性Na，非放射性Na
- ・ 放射性Na酸化物，非放射性Na酸化物
- ・ Na洗浄液（水，アルコール）（放射性，非放射性）
- ・ 放射性カバー・ガス，非放射性カバー・ガス
- ・ 窒素ガス
- ・ NaK
- ・ 汚染衣服，工具
- ・ 放射性機器，非放射性機器

この内洗浄液は量的に多いので、相当規模の崩壊貯蔵施設と浄化や中和のための処理施設が必要であろう。また放射性機器の切片等をすぐに処分できない場合、それらを安全に保管しておくための室が必要である。

5.4 使用済燃料の輸送

5.4.1 使用済燃料の特性

EBRの使用済燃料輸送において、LWRの場合と異なる問題のいくつかは、燃料および燃焼条件の違いが原因である。その主な原因は次の通りである。(1)主要な核分裂性物質が ^{239}Pu である。(2)高速中性子（平均エネルギー約200KeV）による反応である。(3)新燃料の核分裂性物質の富化度が高く（10～15%）、また燃焼による核分裂性物質インベントリの減少が少ない。および(4)取出し燃料の平均燃焼度が高い（70～100GWDT/T）。

上記(1)と(2)の結果として、核分裂生成物の収率がLWRの場合と異なる。従って γ 線や中性子のスペクトルに差が出る。これらについてはここでやや詳しく述べる。また(3)の結果、輸送および再処理における臨界性の問題が重要となる。(4)は使用済燃料の取扱いを難

かしくする最大の原因である。

さて、FBRの使用済燃料の輸送について検討する前に、燃料そのものの特性を調べておく。第5-2図は出力1000MW(e)のFBRから取出される燃料集合体の放射能強度を冷却期間の関数として示したものである。この計算条件は次の通りである。

| | | |
|-----------------|--------|-------|
| 熱出力 | 2,500 | MW(t) |
| 炉心燃料集合体数 | 438 | 本 |
| 取出平均燃焼度 | 9,3000 | MWD/T |
| 燃料交換間隔 | 1 | 年 |
| (310日運転, 55日停止) | | |
| 炉心燃料交換 | 3 | バッチ |

取出し直後の燃料集合体の核分裂生成物による全放射能は 1.6×10^7 Ciと極めて高い。しかし初めの30日の冷却で短半減期の核種が急激に減少するためにほぼ1桁落ち、その後徐々に減少して、6ヶ月後には 6.6×10^5 Ciにまで低下する。これは燃料交換法、冷却法および冷却期間を決めるための重要な因子である。燃料サイクルコストを下げるためには照射後冷却期間をできる限り短縮することが望ましい。ただし炉内貯蔵により冷却する場合は、冷却後燃料取出しのために炉を停止する必要がある。逆に移動、輸送作業に伴う燃料取扱いの点では、冷却期間を長くした方が有利であることは明らかである。

冷却期間における取出し燃料中の主要な熱発生源は、時間と共に変化し、またFBRとLWRとでも異なる。FBRにおいては、照射後時間1~10日の間は ^{239}Np が全崩壊熱の25%を発生させ、その後10~100日では ^{106}Rh が熱およびγ線強度において10~20%を占める。

更に時間が経過すると ^{238}Pu 、 ^{241}Am および ^{134}Cs が重要になってくる。このうち ^{134}Cs は核分裂によって直接生成されるのではなく、中性子捕獲によって生成されるものであるが、90~150日では ^{134}Cs が崩壊熱の約10%を占めることが計算されている。これは使用済燃料の輸送と再処理上考慮すべきことである。

取出し後1~3年になると ^{134}Cs は発熱の20~25%を占める。また10年以上経過すると ^{238}Pu 、 ^{241}Am および ^{244}Cm が崩壊熱の20%を占めることが計算されている。これは再処理工場からの固体廃棄物の処理、輸送および処分上注意しなければならない問題

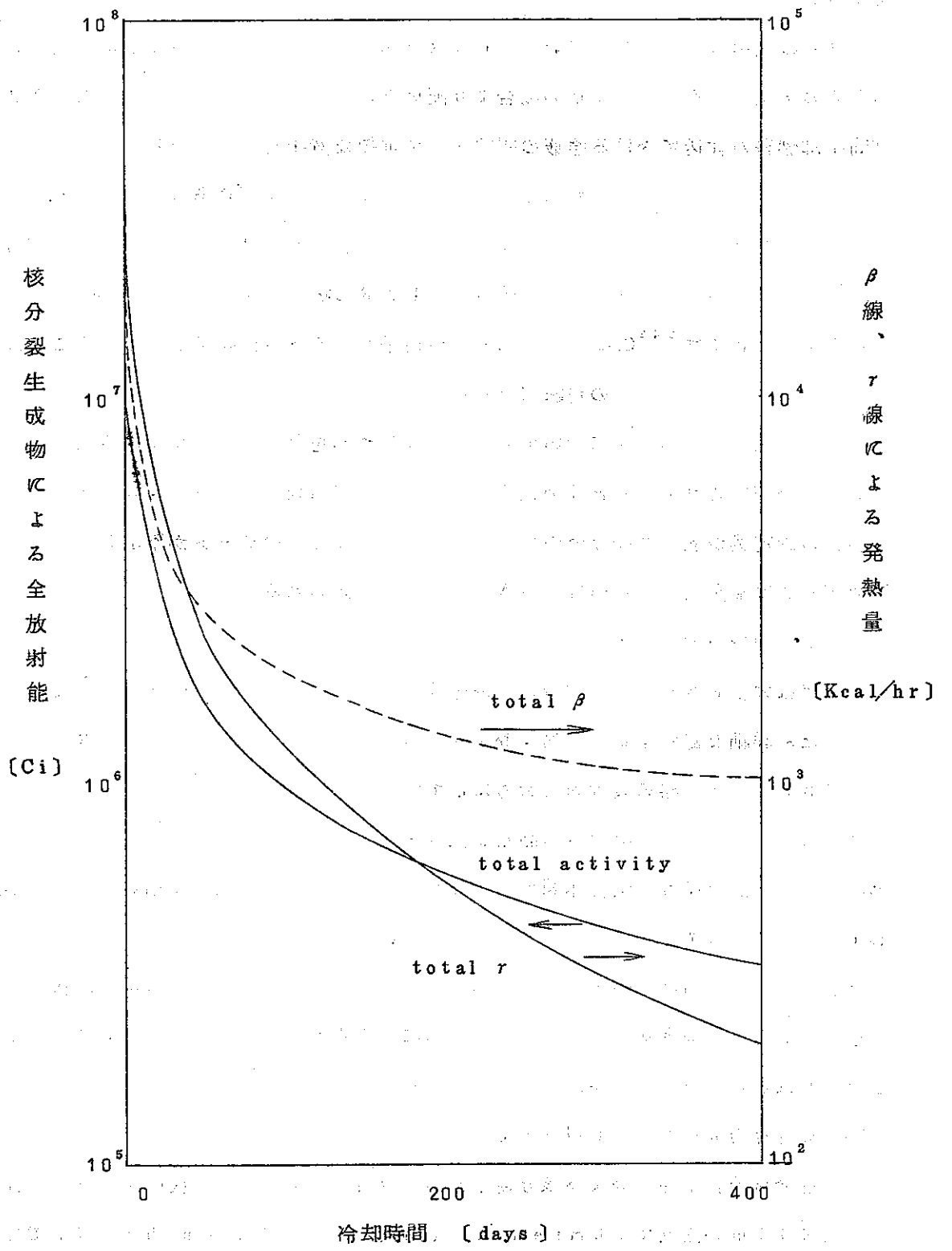


図5-2 取出し燃料の放射能強度

である。

FBRの使用済燃料取扱いにおいてLWRと異なって重要な問題は、Puの核分裂生成物からの r 線スペクトルが、Uの場合より硬いということである。これは特にFBRの短期間冷却燃料の輸送における遮蔽の問題として重要な意味をもっている。

中性子源としては、超Pu元素の自発核分裂および ^{17}O 、 ^{18}O あるいは ^{238}Pu の α -n反応が重要である。FBRでは α -n中性子源の割合がLWRに比べて大きい。結局、中性子スペクトルが硬くなる。自発核分裂は、LWRの場合は主として ^{244}Cm によるものであるが、FBRでは ^{242}Cm が重要である。中性子スペクトルが硬くなるということは、 r 線の場合と同様に、遮蔽上の問題である。

以上、使用済燃料の特性について述べたが、これらを計算によって求めるためのデータはまだ十分整備されているとはいえず、実証も十分ではない。つまり、高燃焼度を達成した燃料の測定例が極めて少ないので、これを検証するためのデータが不足している。解析法やデータは漸次改良あるいは蓄積されていくと考えられる。

5.4.2. 使用済燃料輸送容器

ここでは大型FBR用の使用済燃料輸送容器の概念を得るために、その簡単な試設計を行なった。詳細な臨界、遮蔽、熱、および応力の各計算は行わずに、LWR用あるいは小型FBR用輸送容器の設計例を参考にし可能な限り近似式を作成して計算した。

輸送の対象とした使用済燃料の諸元を表5-6に示した。これは前述の例と同じものである。実際の計算には、集合体間のピーキング係数1.3を掛けた値を用いた。冷却期間としては6ヶ月とってある。

試設計した使用済燃料輸送容器の簡単な諸元を表5-7に示した。本容器は核燃料物質輸送容器の安全性審査基準、IAEA規則等に順ずるものである。容器設計において考慮しなければならない制限条件は次の通りである。

- (1) 輸送容器重量が90t以下であること。
- (2) 自発核分裂中性子および核分裂生成物が放出する r 線による放射線線量率が容器表面より1mの位置で10mrem/hr（事故時は1000mrem/hr）以下であること。
- (3) 実効増倍率が0.9以下の未臨界であること。

表 5 - 6 使用済燃料集合体諸元

| | |
|------------------------|------------------------------|
| 燃料集合体寸法 (6 角対辺×長さ) | 1 3 8 × 4 0 0 0 mm |
| 燃料集合体重量 | 2 2 0 Kg |
| 燃料 (炉心 + 軸ブランケット) | 9 5 Kg |
| S S | 9 0 Kg |
| 水 (Na の代りに入る) | 3 5 Kg |
| 燃料集合体体積 | 6 6 ℓ |
| 燃料 | 1 1 ℓ |
| S S | 1 3 ℓ |
| 水 | 3 5 ℓ |
| ガスペレナム | 7 ℓ |
| 炉心取出平均燃焼度 | 9 3 0 0 0 MWD/T |
| 平均発熱量 (6 ヶ月冷却後) | 3.0 KW |
| 平均中性子強度 (6 ヶ月冷却後) | 1.7×10^8 n/sec |
| 平均 r 線強度 (6 ヶ月冷却後) | 4.3×10^{15} MeV/sec |
| 0.1 ~ 0.4 MeV | 1.1×10^{14} MeV/sec |
| 0.4 ~ 0.9 MeV | 4.0×10^{15} MeV/sec |
| 0.9 ~ 1.35 MeV | 1.0×10^{14} MeV/sec |
| 1.35 ~ 1.8 MeV | 3.1×10^{13} MeV/sec |
| 1.8 ~ 2.2 MeV | 5.9×10^{13} MeV/sec |
| 2.2 ~ 2.6 MeV | 8.7×10^{12} MeV/sec |
| 2.6 ~ MeV | 2.8×10^{12} MeV/sec |
| ピーキング係数 (軸方向×集合体) | 1.3 × 1.3 |

表5-7 使用済燃料輸送容器諸元

| | |
|----------------|-------------------------------------|
| キャスク重量 | |
| 本体 | 92 ton |
| 架台 | 10 ton |
| 冷却系 | 2 ton |
| 外 胴 (外径×長さ) | 1,310 ϕ ×6,250 mm ² |
| 遮蔽体 (外径×長さ) | 1,250 ϕ ×6,100 mm ² |
| 遮蔽体厚さ | 150 mm |
| 内 胴 (内径×内長さ) | 900 ϕ ×5,750 mm ² |
| 燃料集合体収容本数 | 5 缶 |
| バスケット (外径×長さ) | 180 ϕ ×4,600 mm ² |
| バスケット最小ピッチ | 25 cm |
| 材 料 | |
| 胴, バスケットおよび構造材 | SUS304 |
| 遮蔽体 | 減損ウラン |
| 冷却材 | 水(不凍水) |

(4) 容器表面温度は82℃を越えないこと。

(4) 最大使用圧力が7 Kg/cm² を越えないこと。

輸送容器には、各々バスケットに入れた5本の燃料集合体を収容するものとした。核分裂性物質インベントリおよび燃料と減速材の密度比から十分臨界未満であると考えられる。燃料を入れるバスケットは、円板および支柱によって燃料位置を固定できるようになっている。また軸方向の燃料支持はスプリング形あるいはバネ板形ホールドダウンによって行なわれる。この状態では、燃料集合体内では若干低減速状態にあり、燃料集合体が破壊し燃料ピン配列が適当な間隔になった時、いくらか反応度が增大する。いずれにしても臨界

には達しない。

5本の燃料集合体から放出される γ 線の強度は、最大 2.8×10^{16} MeV/sec となることが予想される。これは、LWRからの24本の燃料集合体から放出される γ 線強度と比較し、僅かに大きいだけである。表5-6に示した γ 線スペクトラムに対して、遮蔽のために厚さ15cmの減損ウランを用いることにした。減損ウランの γ 線減衰定数として0.94/cmを用いた。これによって容器表面から1mの位置での放射線線量率は0.13mrem/hr（冷却材喪失時には3.2mrem/hr）となった。別に遮蔽材として鉛を用いて計算したが、25cm以上の厚さを必要とし、結局、容器重量が100tを大巾に越えてしまった。

FBRからの使用済燃料の自発核分裂中性子放出密度は、LWRのおよそ3倍であるが、臨界性についての制限によって燃料インベントリが少ないので、燃料長さ1cm当りの中性子放出率はLWRの約半分となる。その値は約 7.7×10^6 n/sec·cmである。中性子の遮蔽は冷却材を兼ねている水および減損ウランによって行なわれる。中性子に対する減衰定数は水が0.17/cmで、減損ウランが0.1/cmである。バスケット周辺の厚さ11cmの水と15cmの減損ウラン遮蔽材によって、容器表面から1mの点での中性子線量率は約2.3mrem/hr（冷却材喪失時には15mrem/hr）に押えられた。

燃料集合体は容器内の冷却水の自然循環によって除熱される。容器外胴外面からの除熱は、外面につけられたフィンおよび容器を覆うドームの内側に形成される流路にファンから送り込まれる大気強制流による、強制冷却システムで行なわれる。冷却系はディーゼルによって動かされる。ドームは、上述の流路形成の他に、太陽熱の遮蔽と火災事故時の断熱カバーの役割をもっている。これは架台に取付けられるが、移動可能なものとする。

バスケットのための支持構造および外胴表面の冷却用フィンは、同時にショックアブゾーバの役割をもっている。外胴の厚さ3.0cmは、輸送容器を水平に置いて両端支持の単純梁と見なし時、自重の5倍の重量が分布荷重として作用しても永久変形を生じない強度および水深15mでも外圧によって座屈変形することがないような強度を有するものとして決めた。また内胴は、容器内の温度上昇に伴う圧力上昇を考慮して、圧力容器として十分の余裕をもった厚さにしてある。

ここでは解析を行っていないが（他の例から見て十分安全側にあると考えられる）、事故については次のようなものを考慮しなければならない。

- (1) 冷却材喪失
 - (2) 容器外部の強制冷却システムの機能停止
 - (3) 火災事故
 - (4) 高さ9 mの位置からの容器の自由落下
 - (5) 高さ1 mの位置からの直径15 cm、長さ20 cmの軟鋼棒の容器への自由落下。
- 輸送容器はこのような事故に耐えるように設計されると共に、冷却水温度測定用熱電対、容器内圧測定用圧力計、冷却水水位計、冷却水用安全弁、冷却水温度圧力異常警報装置、ドレン抜き兼採取用ノズルおよび弁等の計装および保安設備が付けられる。

5.4.3 輸送上の問題について

FBRより取出される使用済燃料輸送の行程は概略次の通りである。

- (1) 冷却ポット（炉内貯蔵の場合は、1時炉外ポットを経由する必要がある）から取出し、蒸気あるいは水によって洗浄し、付着しているNaその他を除去する。
- (2) 輸送容器はプールに固定しておき、プール内で使用済燃料5体を装荷し、容器の蓋をする。
- (3) プールから取出した容器の表面をIAEAの規則に基づいて除染する。結果はスミヤ法でチェックする。
- (4) 輸送に先立って、各部の放射能レベルが制限値以下であることを確認する。
- (5) 再処理工場に到着した容器は、以上の逆の手続きで処理される。その際輸送によって燃料破損が無いことを確認する。
- (6) 終了後、輸送に使用された機器はすべて除染室にて除染した後、スミヤ法で検査する。

以上で明らかなように、輸送に伴う大部分の作業がLWRの場合と同様である。(1)の除染がLWRと異なる作業である。しかしこの除染については、又問題のあるところである。

さて実際に輸送を始めると、違った種類の問題に遭遇する。輸送頻度を見横ると次の通りである。1000MW(e)のFBRでは燃料交換毎（3バッチとする）に約150本の燃料集合体取出されるので、冷却後、再処理工場までの輸送は30往復もしなければならない。これは炉心燃料についてだけで、ブランケット燃料のために更に若干追加される。これに

対してLWRでは8往復位で済む。FBRはLWRと比較すると、再処理工場を発電所敷地内あるいは隣接地に設置すべきだという圧力をより強く受ける。陸上輸送の可否および海上輸送の可能性について詳細な検討をする必要がある。

輸送容器に対して通常問題になるのは、容器表面からの中性子および γ 線放射である。容器は制限値に対して適切な余裕をもつように設計されている。しかし設計に用いられたデータの信頼性および機器製造上の問題を考え合わせ、初使用に当っては特に注意して検査をする必要がある。1000MW(e) FBR用使用済燃料輸送容器についての前述の設計例によると(他の小型炉における例も同様であるが)、臨界量によって装荷量の制限を受けるので、表面からの放射能に対してはLWRの場合と比較して、大きな問題を生じるといえる。しかしFBRの場合には γ 線スペクトルが硬いので、同量の線源だとしても、若干遮蔽層を厚くしなければならない。そのため、現在LWRの燃料に対して用いられている鉛を遮蔽体として用いるのは、重量制限に抵触することが予想される。減損ウランが有効な遮蔽体となる。

5.5 FBR燃料の再処理

FBR導入の主目的は、地球上の埋蔵量に制限のある核燃料資源（天然ウラン）を最大に利用することである。すなわち、天然ウラン中99.3%を占めるU-238に高速中性子を当てることにより、新燃料として使用可能な核分裂性物質Pu-239に転換し、最終的に天然ウランの70~80%を利用することである（現在の軽水炉では、天然ウランの0.7%を利用）。このFBRの目的を達成するためには、使用済燃料中の未燃焼の核分裂性物質および炉内で新しく生成された核分裂性物質を、燃焼により生じた核分裂生成物（以後F.P.と略す）から分離し、再び燃料として使用可能にすること、すなわち、再処理が必要不可欠である。故に、FBRにおいては、再処理の可否がFBR体系の可否を決定するといっても過言でない程重要なものである。

しかしながら、いままでのところわが国では、LMFBRの本体の開発に力が入っていてFBR燃料の再処理に関する研究は、ほとんどと言ってよい程進められていない。欧米諸国、特にアメリカ、フランスでは、実験室規模およびパイロットプラント規模での研究が行われて来ているが、FBR燃料のための再処理施設は皆無に等しく、軽水炉（ガス炉）用施設の運用で当分はしのぐ模様である。

実際に、FBR燃料の再処理の問題を考える場合には、現在すでに技術的にほぼ確立されており、経験も豊富である軽水炉燃料の再処理と比較すると考え易い。FBR燃料の再処理と軽水炉燃料の再処理の相違点は、使用済燃料の性質の相異によるところが大きい。FBR使用済燃料と軽水炉使用済燃料の性質の相違を表5-8に示してあるが、FBRでは、1) 燃焼度が高い、2) 比熱出力が高い、3) Puの含有率が高い、4) 燃料ピンの径が細い等である。また、この使用済燃料の性質の相異に付随して、FBRでは6) 冷却材のNaが残存する（特に破損燃料中に）、7) 核燃料有効利用のためFBRでは取り出し後短期間冷却で再処理することが必要である等の軽水炉使用燃料との相違点がある。

これらの相違点を基に、軽水炉燃料の再処理と比較した場合のFBR燃料の再処理の問題点は、1) Puの含有量が多いため、臨界がきびしくなり、臨界制御の問題、2) 燃焼度および比熱出力が高いため、崩壊熱が高く（表5-9参照）熱除去の問題、3) 燃焼度の高いことおよび、短期冷却の必要によるradioactivityが高いため、溶媒の放射線分解や放射線防護の問題、4) 短期冷却の必要性より、短半減期の核種が多量に含まれてお

表 5-8 FBR 使用済燃料と軽水炉使用済燃料の性質の比較

| | F B R | | 軽 水 炉 |
|----------------|-------------|---------------|---------------|
| | コア一部 | 平均 (注) | |
| 燃 焼 度 MWD/Ton | 1 0 0 0 0 0 | 35,000~40,000 | 30,000~35,000 |
| 比 熱 出 力 MW/Ton | 1 5 0 | 50~60 | 30~35 |
| Pu の含有率 % | 15%前後 | 5%前後 | 1%以下 |
| ピ ン の 径 mm | 6 | 12 | 12 |

(注) コア一部, 軸方向・半径方向ブランケットを混合した時の平均

表 5-9 FBR 使用済燃料と軽水炉使用済燃料の崩壊熱の比較 (kW/ton)

| | F B R | | 軽 水 炉 |
|---------|-------|-----|-------|
| | コア一部 | 平 均 | |
| 30日冷却後 | 200 | 80 | 50 |
| 150日冷却後 | 280 | 30 | 20 |

り, 特に揮発性 F.P. の I-131 の処理の問題, 5) 冷却材の Na の残存により生ずる問題, 6) Pu の含有量が多いため, Pu エアゾールの問題等が生じる。

現在, FBR 燃料のための再処理方法は, まだ決められていないが, 上述の問題点を少しでも減少させる様な方法を開発する必要がある。現在までに, 考えられて来た再処理方法は, 大別すると湿式法と乾式法である。湿式法には, イオン交換法, 沈澱法, 溶媒抽出法等があり, 溶媒抽出法はさらに, 有機溶媒の相異によってレゾックス法, プテックス法, ビューレックス法等がある。現在では, ビューレックス法が湿式法の代表であり, 軽水炉燃料の再処理方法として世界中で広く採用されており, 経験も豊富である。一方, 乾式法には, 高温法, ハロゲン化物揮発法, 電気還元法等があり, さらに高温法には高温冶金法, 高温化学法, ハロゲン化物揮発法には, 塩化物揮発法, フッ化物揮発法等がある。これらの乾式法の諸法は, 現在まだ研究段階であり, 技術的に確立されるまでには至って

いない。これらの再処理方法のうち、現段階でFBR燃料の再処理に有望であると考えられているものは、ピューレックス法、フッ化物揮発法、高温化学法の三方法である。

ピューレックス法は、使用済燃料を硝酸で溶解し、有機溶媒リン酸トリブチル(TBP)により、U、Puを抽出する方法であり、現在、軽水炉燃料の再処理に採用され、経験豊富で、技術的にもほぼ確立された手法である。フローシートを図5-3に示す。FBR燃料の再処理に、このピューレックス法を適用するためには、上述の如く、臨界の制御、崩壊熱の除去、放射線の防護、I-131等の短半減期の核分裂生成物の取扱い、残存Naの取扱い、Puエアゾルの処理等多くの問題があり、現在稼動している軽水炉燃料用の再処理施設をそのままFBR用に大規模転用することは不可能であり、全工程において改良が必要である。

改良の主な例としては、1) 臨界の問題に対しては装置全体を幾何学的に臨界にならない様に設計する。2) 放射線防御のために、装置にシールドングを設備したり、使用済燃料自体の放射能を下げるために、他の物で薄める、等であり、技術的に困難なものは少ないが、処理量は大幅に減少する。ピューレックス法で、FBR燃料を再処理する場合には、1) コア燃料部とブランケット燃料部を混合し、燃焼度、比熱出力、放射能を下げる、2) 使用済燃料の冷却期間を十分取り(約1年)崩壊熱および放射能を下げる、この二つの条件を満足させ、さらに上述の如く改良を施せば処理量は減少するが、再処理は可能である。このピューレックスは、FBR燃料の再処理への最短距離にあると言える。

このピューレックス法を乾式法と比較した場合の特徴は、1) 経験が豊富であり、技術的にも確立されている、2) 連続操作が可能である、という長所がある一方、1) 廃棄物が液体として廃出され、処理に手数がかかる、2) 臨界の制御が難しい、3) 短期冷却の燃料の再処理は困難である、4) プラントが大型になるわりに、処理量が小さいという短所がある。

フッ化物揮発法は、フッ素により、揮発性の六フッ化物とし、分留によりU、Puを分離する手法であり、現在、パイロット規模の研究が行なわれている。フローシートを図5-4に示す。

このフッ化物揮発法の湿式法と比較した場合の特徴は、1) 水溶液を用いないので、臨界の制御が楽になる、2) プロセスのステップが少なく、また簡単であり、装置が小型化

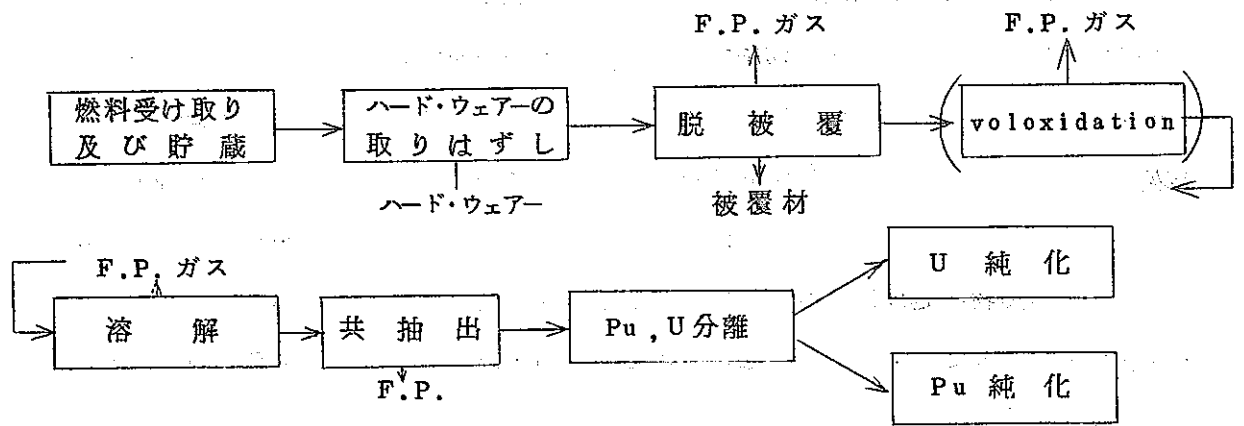


図5-3 ピューレックス法のフロー・シート

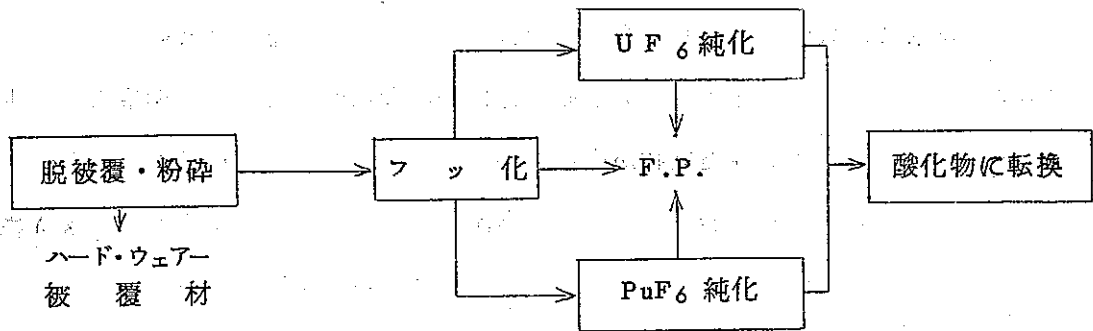


図5-4 フッ化物揮発法のフローシート

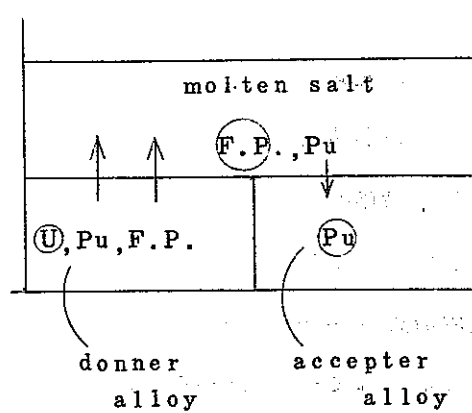


図5-5 高温化学法の概念図

する。3)放射線損傷の問題が減少し、短期冷却の使用済燃料を処理できる、4)放射性廃棄物が固体である、5)除染効率が高等の長所がある一方、1)Puの分離が悪く、アルミナベッド中にPuが残ってしまう、2)F₂ガスを使用するため、装置材料の腐食が大きい、3)廃ガス中に、化学的に毒性なF₂ガスが残る、4)U、Puを揮発性物質として取扱いのためPuエアゾールの問題が大きい、5)放射性廃棄物が粉末として排出されるため、廃棄物の処理に注意が必要となる、6)連続操作が難しい等の短所があり、特に現在までの研究では、Puの分離が悪いという結果が出されており、この点でフッ化物揮発法は行き詰っている。

高温化学法は、現在実験室規模の研究段階にあり、800~1200℃の高温において使用済燃料の溶融した溶融金属と溶融金属塩との間の分配率の違いにより抽出分離する手法である。高温化学法の概念図およびフローシート概念図を図5-5、図5-6に示す。

この高温化学法の湿式法と比較した場合の特徴は、1)水溶液を扱わないので、臨界の制御が楽であり、装置も小型化する、2)放射線損傷の問題が少なく、短期冷却の使用済燃料を処理できる、3)放射性廃棄物が固体で排出され、取扱いが簡単になる、という長所がある一方、1)除染効率が若干悪い、2)高温での遠隔操作が必要である、3)連続操作が難しい、4)スケール・アップが難しいであろうといった短所がある。

この高温化学法は、現在まだ実験室規模の段階であるが、装置がコンパクトであること、また処理量が小さい小型プラントでも十分経済性があると推定されていることより、将来FBRの使用済燃料の輸送が問題になった際にも、on-siteでの再処理に最適な方法であると注目されている。

結局、現在のところFBR燃料の再処理に関して言えることは、商業用FBRの導入初期には、再処理すべき使用済燃料の量が少ないので、処理能力は小さいけれど、軽水炉燃料の再処理で、豊富な経験を有し、技術的にもほぼ確立されているピューレックス法が採用されることになるであろう。しかしながら、FBRの導入が盛んになり、Puの必要量が増加し、また再処理すべき使用済燃料が多くなる時期には、短期冷却の使用済燃料の再処理が必要となり、FBR燃料の再処理に適しているフッ化物揮発法や高温化学法といった乾式法を導入する必要がある。現在日本では、FBR燃料の再処理についての研究開発が、ほとんど行なわれていないが、上述の如くFBR導入初期までには、ピューレックス

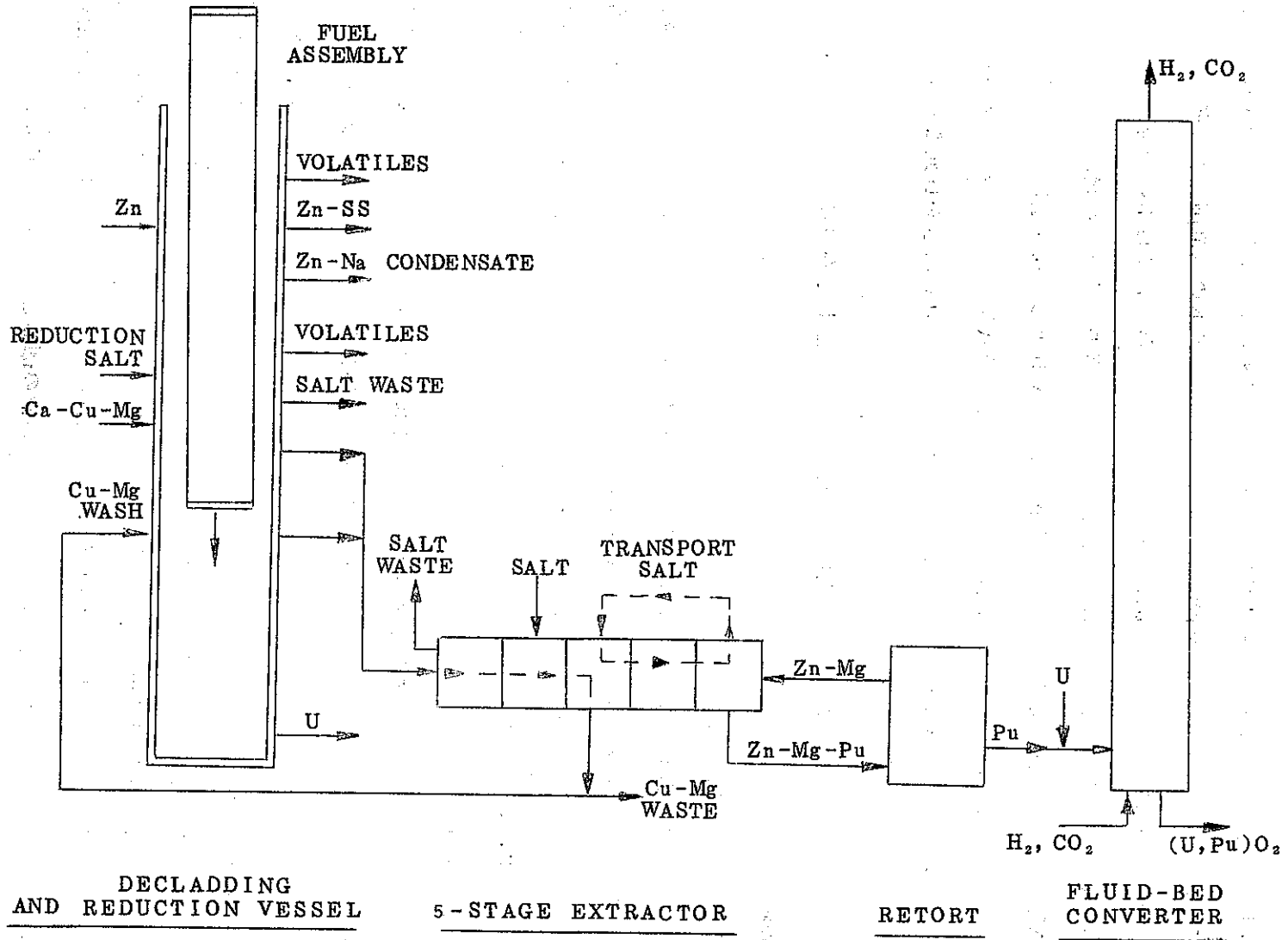


図 5-6 高温化学法のフローシート概念図

法を確立し、FBR導入最盛期前までに、乾式法を確立するため、研究開発を鋭意進めることが、必要不可欠である。

5.6 今後長期的にR&Dとして強化すべき課題

FBR開発の世界の現状は、ようやく実験炉から原型炉に進み、ソ、仏、英などの先進国でその起動試験に入ろうとする段階にあるが、これはFBRの全計画がなお研究開発であり、今後も相当長期にわたって継続することを示している。特に日本の場合には、十数年の遅れをもってスタートし、急速に先進国に迫るべく努力している現状にあり、研究開発的色彩は一層支配的である。したがって事新しくR&Dとして採り上げる課題はないとすることもできよう。しかしこの報告は、すでに実用化時代に入った高速炉発電所体系を想定しているので、「常陽」「文珠」などの特定の炉のR&Dとは自から異なる視点が求められてよいであろう。

以下にのべる数項目はこのような立場から広く環境と関連し、かつ長期的に追求されるべき課題と考える。

5.6.1 燃料の照射と破損モード

すでに動燃の開発計画の一端としてDFR、ラブソディーなどで国産燃料の照射試験が進行して成果をあげつつある。しかし原子炉燃料は、在来エネルギー技術による知識経験の蓄積が最も適用しにくい分野であり、しかも一方で基本的な発熱源であると共に他方で最も危険なF.P.の発生源であり、燃料体の破損モードはプラントの放射能汚染や安全性に直接に影響する。

すでにガス炉と水炉を含めて、全世界で二十数年にわたり数千t、数千億円に達する燃料製造の歴史を持ちながら、例えばLWRの燃料体の場合のように、初期の被覆腐蝕による破損、フレッキング腐蝕、被覆材の欠陥、などから最近のペレット湿分過剰、高密度化、被覆材偏平化などと、燃料体の性能は始めには思いもかけないような困難に次々に遭遇している。高速炉の燃料の場合にもすでに開発段階から、F.P.ガス放出率、ペレットのスエリング、被覆材のスエリングとクリープ、といくつもの難関を乗り越えて今日に至っている。燃料の項でふれたようにその苛酷な照射条件のために今後の実用化の道は楽観を許さない。特に破損モードの解明はその早期探知機構の開発とも関連してFBRの安全上特異な位置を占める。単に国内外のFBR或はNa冷却炉に限らず、ガス炉や水炉の燃料

破損の経験にも学んで、破損機構の可能性に注目した幅広い R & D が重要である。

5.6.2 燃料サイクル体系

LWR, HTGR などの熱中性子炉の場合には、まず経済的な原子力発電所の実用化が第一目標とされ、再処理などの燃料サイクルはどちらかという次のステップになることが多い。しかし FBR の開発においては、Pu 増殖の観点から再処理による Pu 抽出と燃料再成型を含む燃料サイクル全系を開発の当初から対象として考える必要が一層強くなっている。例えば増倍時間を小さくするためには、燃料の炉外滞在時間を短縮することが望ましいが、冷却期間を切詰めるとすでに述べたように輸送キャスクの設計が苦しくなる。しかし若し再処理を湿式法にたよるならば、この方法自体が短期間の冷却では処理困難なためキャスク設計の問題も解消する。又例えば若し比出力或は出力密度を若干落すことによって燃焼度を大きく増す燃料体が開発しうるならば、炉外時間の炉内時間に対する割合が減少するため、増倍時間を悪化させることなく、輸送や再処理用の期間を延ばすことが可能となる。

こうして FBR の場合には常に原子炉だけでなく燃料体系全体としての最適化することが特に重要であるが、わが国においてはこの点の意義が見落されがちである。FBR 燃料サイクルの全体から見て最も適合した再処理方法、再成型技術の研究開発の確立が期待される。

5.6.3 Pu の放射能障害

FBR 時代は必然的に Pu の人類社会との接触の機会を飛躍的に増大する。例えばわが国でも昭和 65 年の Pu 蓄積量は 160 t に達するとする予測がある。恐らくその化学的形態も多種類に及ぶであろう。

一方 ICRP 勧告の空中及び水中の放射性同位元素許容濃度表によれば、Pu は同位元素 238, 239, 240, 242, 244 のいずれをとってもリストの中で最も厳しい核種グループに属している。FBR の場合には、LWR と比較して F.P. の他にこの Pu が炉心に数倍内蔵されている。かつてアメリカコロラド州の Pu 工場が火災を受け、浮遊 Pu が周辺環境に拡散したことがあった。放出量は微量であったが影響を受けた領域は予想以上に広大であった。

Pu は体内に入ると、可溶性の場合は骨、非溶性の場合は肺に沈着し、さらに金属の場

合には重金属性の毒性を持つが、微量汚染の長期的影響については不明な点が多い。発電所事故時のPuエアゾルによる障害の他に、燃料輸送、再処理、再成型、廃棄物処理などでPu汚染による障害を未然に防止するために、その放射能障害の調査・研究の拡大が必要であろう。

5.6.4 DBAと炉心破壊事故解析

DBAモデルの項でふれるように、FBRの場合はまだDBAという名称も統一された内容もない。したがって格納容器の耐爆強度などの評価には国によりかなりの開きがあり、まず基礎的な概念の比較検討が国際的に必要である。

^{*}
勿論現在のHCDAが将来もDBAとして生残る保証はない。しかしFBR特有の性格からスクラム不能による炉心破壊という事故想定は、安全対策上画期的な技術改善がない限り、今後も継続すると考えるのが適当であろう。

^{*}
現在のHCDA解析には、ドブラー係数、ポイド係数、その空間分布などの核特性のみならず、燃料ピンの破壊モード、燃料-被覆材相互作用、F.P.ガスの放出とNa、PuO₂とNaの相互作用、燃料集合体内のNaの挙動、炉内構造物との相互作用、反応エネルギーの機械エネルギーへの転換、溶融混合物の噴出運動、原子炉容器との衝突と炉容器の変形、シール部分の応答など、解析モデルの各面にかかなりの仮定を含んでいる。これらの多くは単純なモデルから出発して次第に実際に近いモデルへと模擬実験によって確認されていかなければならない。これらは次第に実験そのものが大型で測定が難しい危険を伴うものとなり、資金も増大して行くであろう。二重投資をさけて開発費を有効に利用するために、当然国際協力の活用が部分的に必要となる。LWRが今の段階になってECCS問題に遭遇したような事態を繰返さないためにも、実用化時代に入る前に安全解析に対して十分な基礎データを持つことが望ましい。

5.6.5 放射性廃棄物の永久処理

FBRの実用化の時代を1985年以降とすれば、それ迄にLWR、HTGRなどがすでに相当数運転され、燃料再処理工場も数ヶ所で稼動していると考えられる。年間数十tのF.P.を含む放射性廃棄物の処理についても、この頃迄には日本独自の方法が開発されていなければならないが、FBRはその後を受けて次第にLWRに置き代わりながら規模を拡大して行くことになる。

したがって、人口稠密な島国として周囲を海岸線に囲まれた地理的条件の中で、放射性

* HCDA= Hypo+hefical Core Disruptive Accident

廃棄物の処理をどのように実用化して行くか、関連してどの程度事故・誤操作が発生し、日本の国土環境がどの程度汚染されて行くか、などは、FBR実用化のマイナス面として事前に評価され、これを最小化するための技術上、行政上の対策が立てられなければならない。

5.6.6 原子炉機器の運転経験

今日すでに全世界で3000万KW余りに達する原子力発電所が稼動しているが、その運転には設計・建設段階では殆んど予期できないような事故・故障・汚染が日常的に発生している。これらは新技術には必然的な貴重な運転経験であるが、その次の世代の発電所設計へのフィードバックは必ずしも十分ではない。その理由としては、

- 原子力発電所の各系統は放射能による接近困難なことが多いために故障・破損などの発見がおくれ、原因確認が容易でない。
- 材料劣化が放射線による複雑な現象を伴うため、解析に経費と年月を必要とし、明確な結論を得られない場合がある。
- 炉型が異なると、技術的内容まで全く相違するかのとき錯覚を与え、この為に炉型間の経験の交流が少ない。

FBRが実用化して行くには、恐らくLWRと同様な原子炉機器の様々なトラブルに遭遇することになる。原子力発電所の事故・故障は、放射能廃棄物の量を増大させ、処理を誤まれば直接環境汚染につながり、同時に発電所の安全性を低下させる要因となりうる。

したがって先進国のFBR実験炉・原型炉は当然として、さらにガス炉・水炉などの運転保守の経験を系統的に調査し、これを開発に丹念に取り入れて行く体制を作り上げることが貴重である。

さらに例えば、建設施工時のQuality assurance program、運転開始後のIn-service inspectionなどは、在来炉の経験が積極的に活用されてしかるべき分野であろう。この点に関連して、FBRの設計の現時点では実験的に十分確認されていないデータを使うケースが特に材料の関係でしばしば起きていることは注目に値する。中性子、温度等の条件が従来の工学と異なる分野で長期間使用された時の材料の挙動と、それが原子炉乃至プラント全体にどのような影響を与えるかについて在来炉の教訓が、少なくとも定性的には高速炉にも適用されるケースはかなり多いのではあるまいか。

5.7 各炉型のD B A^{*}モデルの比較

事故時に放射性物質が原子炉から放出されて、環境に影響を与える問題については、すべて規制値の範囲に収まるように設計される筈であるとして今まで特に触れなかった。しかしながら事故想定とそれに対応する安全設計が重大な関心であることは間違いないところであり、ここでは一般的に設計ベース事故の考え方について総括的な比較を行なった。

マンモス・タンカーの衝突・坐礁による海上火災の発生と流出油による沿岸汚染、ハイウエー上のタンクローリー事故が引起す数十台の車輛の玉突き衝突と炎上、フランスのマルパッセ、イタリアのバイオントなどのダム崩壊・溢流がもたらす下流町村の被災、或は又最近の出光石油の徳山工場、住友化学の大分工場などの石油・化学コンビナートの火災や有毒ガス放出などの事故の例にまつまでもなく、生産・輸送設備の不測の事故がその周辺環境に及ぼす危険性は、経済性向上のための設備の急速な大型化とともに最近著しく増大し、今や重要な環境問題の一つとして各国で深い関心を引き起している。

このような災害事故の問題は、しかし次のような点でその解決を困難にしている。

- 1) 技術進歩による新技術の場合には、事故統計が乏しいために発生原因の追求、頻度や被災状況の予測が困難である。
- 2) 設備の大型化による被災規模の増大は、従来の経験の外挿からは推定できない新しい現象を生む恐れがある。
- 3) 当然大事故を未然に防止するための慎重な対策がとられるが、実際の事故は故障の多重発生や設計・施工・運転上の誤りを含む複合事故となるので、発生確率の推定がむずかしい。
- 4) 事故発生時の対応策として安全設備の準備されているものもあるが、その有効性を実験で確認することが、大規模設備のために経費がかかりすぎる、現象の解析が測定技術上容易でない、実験そのものに危険が伴う、などの理由で実行困難なものが多い。
- 5) 材料の進歩は規模の拡大に比例する程に急速でないので、設計上の総合的な安全係数は次第に低下している。
- 6) 問題となるのは一般に発生確率は非常に小さいが、発生すると被害規模が巨大になる

* D B A = Design Basis Accident

事故であるが、この種の災害に対処すべき科学や哲学はなお解明不十分であり、社会的なコンセンサスも期待できない。費用・便益解析などの新しい評価法もこの問題には十分有効とはいえない。

以上のような事情は、原子力発電技術の場合にもそのままあてはまる。こゝ数年アメリカ、ヨーロッパなどで環境主義者によりこの問題が採り上げられ、例えば昨年アメリカで行われたEPCOSをめぐるAECの公聴会、或は最近のPWR、BWRなどのUSAECによる出力低下指示なども、これらの事故時の安全評価をめぐる紛争の結果である。このような事情を反映して原子力発電所の建設・運転の許認可の際にUSAECから発表される環境報告書の中には、第7章にEnvironmental effects of accidentsの章があつて、LWRの場合には10CFR Part 50のAppendix Iにしたがつて下記の分類によつて個々の発電所の事故評価が行われる。

1. Trivial incidents.
2. Small release outside containment
3. Radwaste system failure.
4. Fission products to primary system (BWR).
5. Fission products to primary and secondary systems (PWR).
6. Refueling accidents.
7. Spent fuel handling accident.
8. Accident initiation events considered in Design Basis evaluation in the Safety Analysis Report.
9. Incredible accidents.

たゞし申請者が申請書に記載を要するのは2～8までであり、又安全解析書の事故評価が個々の事故解析に対して極めて保守的なパラメータ値をとるのに反して、この報告書ではもっと実際的な条件を前提とすることが許されている。海外においては、こうして個々の発電所の場合を含めて事故評価を環境問題の不可欠の要素とする考え方が確立されてきた。

この報告では将来のかなり多数の発電所群からなる高速増殖炉発電系の環境問題を対象とするので、個々の発電所の問題には立入らない。又発電所の安全評価は申請時の安全審

査において、それぞれの立地条件、工学安全施設などを含めて総合的に行われDBAと考
えられる事故の場合の放出放射能が敷地境界において行政的に指定された基準を満足しな
ければ許可されないで、事故の詳細をこゝで分析することは意味を持たない。そこで、
現在安全評価方法の実際が一応社会的に認知されたと考えられるLWRを基準にして、こ
れに次代の動力炉として実用期に入ろうとしているHTGRの評価方法を加味しながら、
各炉型のDBAの考え方の筋道を相互に比較し、これによってFBR事故評価の将来の姿
を想定する手掛りを考えたい。なおこゝではFBR燃料の再処理方法について見通しをた
てることが困難なので、FBR用燃料再処理工場における事故は採り上げない。

まず基準となるのはLWRの安全評価であるが、この原子炉系について最も歴史的経験
が長く、したがって技術的蓄積と環境主義者による批判を含む行政的な試行錯誤の結果、
今日すでに一つの慣行を確立しつつあるUSAECのやり方を採り上げることにする。

10CFR Part 50 Appendix Iによれば、LWRのDBAとしては、以下のもの
が対象となる。

1. Loss of coolant accidents
 - small pipe break (6 in. or less)
 - large pipe break
 - break in instrument line from primary system that penetrates the containment (Lines not provided with isolation capability inside containment)
2. a. Rod ejection accident (PWR)
 - b. Rod drop accident (BWR)
3. a. Steamline breaks (PWR—outside containment)
 - small break (break size equal to area of safety throat)
 - large break
- b. Steamline break (BWR)
 - small pipe break (of $1/4\text{ft}^2$)
 - large break

この中で環境問題として第三者公衆、或は周辺住民に最もきびしい被害を及ぼす恐れのある

るものはPWR, BWR共に Loss of coolant accident, すなわちLOCAである。
これは、次のようなLWR系の特色によると思われる。

1. 1次系が1000~2000psiという高圧系であるためにその構造材料に破断の恐れがある。
2. 1次系冷却材である高圧水は、急激な減圧に際して自己沸騰により大量の内部エネルギーを蒸気流、二相流などの形で放出するため、施設の構造設計が必ずしも容易でない。
3. 炉心の出力密度が平均50~100KW/ℓと高く、冷却材の完全喪失を仮定すると崩壊熱によって数分以内に被覆材破損から炉心溶融に至り、F.P.放出の可能性がある。
4. ジルコニウム被覆材の場合は、高温における酸化によって炉心の温度上昇が促進され、同時に遊離水素による爆鳴気の生成が考えられる。

LOCAに際してとられる条件は次の通りである。

1. 破断は1次系の最大口径の配管部分で発生し、両端破断、即ち冷却材は破断した配管の両端から流出する。
2. 事故発生前の出力としてはPWRの場合102%、BWRの場合105%をとる。
3. 炉内の最高温度部分は設計上の最大の peaking factor を仮定する。
4. 崩壊熱は不確定性を考慮して最適評価値を十分上廻るものをとる。
5. ECCSについては、最悪の結果をもたらす single active component の故障が同時に起るとする。
6. PWRの場合には、ECCSから破断ループに入った水はすべて格納容器内に失われる。
7. 1次系循環ポンプは電源喪失により回転数自然低下或は固着に至る。
8. 同じくPWRの場合に冷却材流出中に炉心に送られた非常用冷却水は崩壊熱除去に寄与しない。
9. 熱伝達係数としては十分低いものをとる。
10. 事故発生と同時に外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機1台不動作を仮定する。
11. 判定規準の適用は最高温度の単一燃料棒を対象とする。

事故によって生ずる格納容器への放射能放出としては、上記DBAよりも更にきびしい

次のような仮定をとる。

1. 放射性希ガス100%、同じく沃素50%からなる炉心蓄積F.P.総量の15%が放出される。これはECCSの有効性が最低で、炉心のかなりの部分が溶融に至る場合を意味する。
2. 格納容器の漏洩率は、格納容器スプレイ系の効果にかゝりなく、最初の24時間0.5%/日、その後はこの5.0%の値とする。
3. 外部漏洩の対象となる放射性物質総量の時間変化には、容器スプレイ系や再循環フィルター系の有効性を認める。

以上がLWRの場合のアメリカにおける実際である。個々の許容規準については例えば現在懸案のまゝに残されているECCS許可基準のように、今後も変動が予期されるが評価の道筋そのものはほぼ確立されたといつてよいであろう。

次にHTGRの場合についてのべるが、この炉型は、これから漸く実用期に入ろうとする時期にあり、片方で開発段階としてLWRとFBRの中間に位置する点で関心を引くが、他方最初の原型炉であるフォート・セント・ブレイン発電所はまだ稼動に至らず、行政的にも未確定な点が多い。例えば10CFR Part 50のAppendix Aに記されているようなLWR用のGeneral Design CriteriaのHTGR版は現在USAECで原案準備中でまだ公表されていない。同様にいわゆる実用炉を対象とした安全評価法は、なお概要も明らかでない段階にあるので、こゝでは主としてメーカー側の資料によってDBAの考え方を説明する。

この炉の安全上の特徴をLWRと比較すると、次のようになる。

1. 1次系は、いわゆるPrestressed Concrete Reactor Vessel (PCR V)の中に全く内包されているのでLWRのような1次系配管の破断は起らない。このPCR Vそれ自身は数百本の鋼製ワイヤーにより拘束されて内圧に耐えているが、これらのワイヤーの多数が同時に破断することは想定しにくいのでこの容器の破断は考えない。
2. 冷却材には700psiのヘリウムを使用するが、気体であるため減圧の場合にも相変化がなく、内部エネルギーの放出も少ない。
3. 燃料が黒鉛、炭化物、酸化物などの耐熱物質だけで構成されているため、炉心溶融の恐れが殆んどない。

4. 炉心の平均出力密度が6~8 KW/ℓと小さく、黒鉛の熱容量が大きいので、事故時に完全な熱除去喪失を仮定しても、崩壊熱による温度上昇は緩慢で、1~2時間の間F.P.放出は無視できる程度に止まる。

5. PCR Vには燃料及び制御棒挿入用、熱交換器配管用、ガス循環機配置用、などの大小の貫通口があるが、これらの貫通部が破損すると、ヘリウムは短時間に格納容器内に流出する。

6. 黒鉛は水と反応するので炉心にECCSのような非常用冷却水を注入することが出来ない。したがって長期間の崩壊熱除去手段の確保に特に留意する必要がある。

DBAとしては、冷却材流量喪失事故、貫通部破損による減圧(冷却材喪失)事故、制御棒逸出事故、などが考えられるが、LWRと同様に第三者公衆に対する環境問題としては減圧事故が最もきびしい。この場合に格納容器内に放出される放射能は、次の原因によって生ずる。

1. 運転中に燃料から放出されて冷却材中に蓄積されている放射能、減圧によるガス流出に伴って外部へ出る。

2. 同じく運転中に燃料から出て1次系の表面附着物(細塵)に附着しながら蓄積される放射能、減圧時の高速ガス流により表面から剝離して浮遊しながら流出する。ただし、これは貫通部破損の生じたループに限られる。ループ数が多いため、他のループでは減圧の際にもガス流速が運転時とあまり変らない。

3. 減圧事故後の崩壊熱による炉心の温度上昇に伴って新たに燃料から拡散流出する放射能、熱除去機能完全停止の場合に数時間後から顕著になる。

まず冷却ガス中の放射能は主として破損燃料から放出される。被覆燃料粒子の数は大型炉の場合に100億~1000億個にのぼるので、すでに燃料製造中からその 10^{-3} ~ 10^{-4} 程度が破損すると評価されている。使用中の破損率については、大量使用の実績がないので明らかでないが、燃料製造時と同程度といわれている。DBAでは炉心挿入後1年で4%まで破損し、その後この破損率が取出しまで維持されると仮定し、さらにヘリウム純化系による除去率を考慮して算定する。表面附着放射能は同様な燃料破損率を仮定した場合の発電所耐用年数末期の値をとっている。崩壊熱による新たな放射能流出については、この為に特に設置された補助熱交換器の中の1台が稼動すれば、他の主熱交換器が全く作動

不能の場合にも温度上昇が少く、殆んど無視できる。

放射能の格納容器からの漏洩についてはLWRの場合と同様である。たゞしHTGRでは格納容器スプレイ系はない。

最後にFBRの場合のDBAモデルの考え方であるが、いう迄もなくこの炉型ではごく最近ソビエトの原型炉が発電開始を迎えたにすぎず、実用炉としての経済性達成は早くとも1990年代といわれている。したがって現在の安全評価法を実用化時代にまで外挿することは大胆にすぎる。特にアメリカではDemo plantの計画が遅れているために、その行政的な面の情報も皆無に近い。DBAの概念にも国によりかなりの相違があり、昨年行われた西ドイツ、カールスルーエの「FBRの安全性」に関する国際会議でも基本思想の調整の必要が指摘されている。

FBR、特にNa冷却型の場合には、次のような点が事故対策上の特徴と考えられる。

1. 炉心の出力密度が300~500KW/ℓと非常に高く、LWR、HTGRなどより1桁大きい。したがって冷却系統の完全機能喪失を考えると、崩壊熱のみで数秒乃至十数秒で炉心溶融に至る。
2. Pu炉心の場合には、遅発中性子割合(β)が小さく、誤操作その他の外乱によって即発臨界に達し易い。しかもこの場合の中性子寿命は熱中性子炉よりも2桁近く短くなり、したがって同一反応度の挿入に対して出力上昇が増加する。この為FBRでは反応度事故の比重が特に大きい。
3. 大型炉心では炉心中央部附近にボイド係数が正になる部分が生ずる。
4. Na冷却の場合には、蒸気発生器その他において高圧水又は蒸気がNa側に侵入すると、爆発的なNa-H₂O反応を引き起す。
5. 小さい炉心の中で所要熱伝達面積を確保するために、燃料ピンの直径が小さく又密に配列されている。この為ピンの変形、破損或は流路閉塞→過熱→溶融の可能性があり局所的な探知系の設計も容易でない。
6. 炉心のPu装荷量が熱中性子炉の数倍に及ぶので、炉心溶融の場合には、格納容器内のF.P.放出量の他にPuエアロゾルの量が問題となる。
7. 1次系の圧力は最高部分でも数気圧に止まるので、1次系の破断の可能性は比較的少ない。

8. Naは沃素を始めとするハロゲン系F.P.の保持力が高い。

FBRの安全解析では、Hypothetical core disruptive accident (HCDA)がDBAに相当とすると考えられる。

これには通常次の2つの事故が解析の対象となる。

1. 制御棒連続引抜などを想定した $0.5/\text{sec}$ 程度の反応度の挿入とスクラム機能喪失の組合せ
2. 炉心流量喪失などを仮定した大きな出力-流量不均衡の発生とスクラム機能喪失の組合せ。

いずれも事故経過中に炉心にボイドが発生して正の反応度が追加される例が多い。DBAに反応度が関係すること、スクラム機能喪失を仮定することがLWR、HTGRとの大きな相違で結果として非常にきびしいものとなる。しかしLWRでも開発初期には軍用原子炉SL-1のように原因不明の反応度事故の実例があり、上記2例が最もきびしい事故例を示すといえるか否かは今後の開発経過に待たなければならない。

スクラム機能喪失の前提は過酷な条件のように見えるが、炉心体積が小さく制御棒本数が少ない、燃料体の変形、溶融などによって制御棒挿入が妨げられる可能性がある、などを考慮すると必ずしも過酷とはいえない。連鎖反応は結局ドブラーの負の反応度に加えて核反応、燃料、Na間の反応などのエネルギーが一部機械エネルギーに転化し、炉心を破壊分散させて未臨界にするまで続けられる。

結果として炉心のかんりの部分が溶融するが、この部分は更に炉内のNaと一体となり、反応のエネルギーの一部を運動エネルギーとして吸収して上昇運動を起し、炉容器上部に激突する。Na冷却型の1次系はNa火災を防ぐために、中間に不活性ガスを封入する二重構造の設計となることが多いので、炉容器上部の構造が衝突エネルギーの大部分を吸収できれば、多少の放射性物質の漏洩は介在する隔壁にはとまれて格納容器に達しない。衝突のエネルギーの大きさは、核反応・化学反応エネルギーの大きさとその機械エネルギーへの転換率に依存する。前者については、事故の経過を時間的に模擬する計算機プログラムが開発されていて、今後実験的にその妥当性が検証されて行くであろう。エネルギー転換率については、かつて大きな値が予想されFBRの将来性に悲観的見方が拡がったことがあるが、その後の実験的検証によって次第に小さな値に落ち着きつつある。

炉容器上部の構造が大きく破壊される場合には、相当量の F.P.及び P u.エアロゾルが格納容器内に侵入する。この場合には、希ガスの 100%、沃素の 25%程度と揮発性固体 F.P.の 1%が溶融 P u.のほぼ全量と共に格納容器に入る。たゞしこれらの数値には個々の適用例によりまだかなりバラツキがある。P u.エアロゾルは時間経過に伴って沈降するが、これは粒子径に左右される。格納容器の漏洩率については LWR などの場合と同様である。

溶融した燃料は、最後は体積を縮小しながら炉容器下部に沈降する。この時再び臨界に達する可能性があるが、これは、容器下部に突起物などを設けて幾何学的に沈降物を分散させて防止する設計例が多い。溶融沈降した燃料は崩壊熱を出すので、放置すると炉容器底部を貫通するが、炉容器下部或は炉容器下方部の空間に熱除去系を考慮してその拡大を防ぐ。

以上の炉型の比較に示されているように、FBRの安全評価は一応定量的分析を可能とする所まで開発されているが、HTGRと比べると現象的にも又数値上もなお多くの不確定要素を含んでいる。LWRの場合には、更に進んですでに行政上も詳細な分析方法及び数値が提案され、これが次第に社会的に認められる方向に動いている。FBRの事故解析がこの段階にまで発展するには、なお多くの迂余曲折を経ることが求められよう。

最後に事故として最も極端な、例えば WASH-740 で詳しく評価されているような仮想事故について一言ふれる。これは 10 CFR Part 50, Appendix I では No.9, Incredible accident として分類されている。この事故は申請者は記載の要がなく、US A E C の環境報告では、一連の行政措置、即ち site criteria, general design criteria, quality assurance criteria, operator's licenses, technical specification, 各種の safety guide 及び nuclear standard などの励行を監視することによって、発生頻度を極度に低下できるものとしている。

しかしアメリカの ACRS などは、常にこの incredible accident の発生を念頭におきながら審査を進めていることが推察できる。例えばこの数年間に、圧力容器破壊の可能性、過渡時にスクラム機能喪失が生じた場合の対策、共通モード故障の可能性、などについて調査検討が行われ、一部は設計に取り入れられている。

原子炉事故のように頻度は非常に低い、災害規模が従来の生産施設に比較して飛躍的に大きい施設の社会的認知を求めて行く場合には、これはある意味で当然の態度というこ

ともできる。この意味で大型動力炉から大量のF.P.が格納容器に放出された場合の災害規模を評価したWASH-740は、一方で強い批判にさらされながらも他方で事故の上限を推定する指標として現在もなお潜在的意義を失っていないと考えられる。FBRの場合には同出力LWRに比べてF.P.蓄積量は70%程度に止るが、Puインベントリーは数倍に及ぶ。このPuの全量が炉心のF.P.及びNaと共に格納容器に放出された場合の被災規模は、WASH-740とかなり相違した結果を生むことも予想される。FBR実用化への1つの指標として、その災害規模の上限を算定しておくことは、ACRSの一連の態度と同様に、長期的に見て十分意味のある内容を持つと考える。

参 考 文 献

- o The safety of nuclear power reactors (LWR) and related facilities (final draft), WASH-1250, July, 1973
- o Preliminary information on the design and safety characteristics of a large HTGR with conventional containment, GAMD-9803, Aug. 1969
- o Final environmental statement related to operation of the Fort St. Vrain Nuclear Generation Station of Public Service Company of Colorado Docket No. 50-267, Aug. 1972
- o Regulatory guide 4.2, Preparation of environmental reports for nuclear power plants. March. 2. 1973
- o Interim acceptance criteria for emergency core cooling systems for light water power reactors, Docket No. RM-50-1. Jan. 1972
- o Engineering of fast reactors for safe and reliable operation, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Oct. 1972

第6章 多数の原子力発電所の立地

わが国の多くの産業分野では、国際分業あるいは海外立地によって、国内の制約を脱することが可能になっているが、こと電力については現在のところ国内立地にたよらざるを得ないことは明らかである。省資源化や経済成長速度を低下する等の方法により、エネルギーの需要は変動してゆく可能性があるが、生活パターンの変化や、交通機関等に関連して電力需要を将来にわたって大きく増大させる傾向が続くと考えざるを得ないのが現実である。そして石油資源のひつ迫が原子発電のウェイトを高めてゆくだろうことはこの報告の初めにも述べた通りである。

日本原子力産業会議の予側^{*}によると、紀元2000年には、発電設備規模、水力；8,600万kw（20%）、火力；13,400万kw（30%）、原子力；22,000万kw（50%）を想定している。構成比に多少の変化はあるにしても、早晚われわれは、この原子力発電規模に達することを考えねばならない。そしてこの数億キロワットの何割かを高速増殖炉が占めてゆくものと期待されている。

100万kwの発電所を考えると、火力が134ヶ所、原子力が220ヶ所ということになり、集合立地がはかられ、300万～600万kwの発電施設だと、火力が33～17地点、原子力が73～37地点存在することになる。このように多数の発電所立地が将来ともなされてゆき、高速炉が導入されてゆくためには、個々のプラントにおける環境問題、特にサイト周辺の局地的影響に止まらない多くの問題が発生する。

先づ最初に、海岸立地と、燃料サイクル全体のための土地が確保されてゆくという問題がある。さらに放射性廃棄物の累積、局地に止らない、地域全体あるいは地球全体に対するインパクトとそこでの許容限界、事故や故障の母集団増大、プルトニウム等核物質のセーフガード、プラントの安全を確保してゆくための訓練、監督、品質管理、などの問題が生起することとなる。

* 日本原子力産業会議 “2000年にいたる原子力構想” 1971. 3.

6.1 土地利用の問題

発電所の土地利用面積について米国の Office of Science and Technology の見
 * 積では、石炭火力、石油火力、原子力について、燃料貯蔵、SO₂除去装置（2～4エーカー）
 原子力では居住制限区域をも含めて、300万kw 容量の場合以下の数値を与えている：

| | | |
|------|----------|------|
| 石炭火力 | 900～1200 | エーカー |
| 石油火力 | 150～350 | エーカー |
| 原子力 | 200～400 | エーカー |

軽水炉も高速炉もこの面積は約同一だということになっている。

燃料の成型加工および再処理プラントに対する土地利用面積は、^{**}モデル軽水炉の1年分の
 の燃料に対して以下の数値が与えられている：

| 土地（エーカー） | 成型加工 | 再処理 |
|---------------|------|------|
| ライフサイクル中だけの利用 | 0.2 | 3.9 |
| 排除区域 | 0.16 | 3.7 |
| 施設区域 | 0.04 | 0.2 |
| 永久的利用 | 0 | 0.03 |

しかし、モデルプラントとして26の100万kw 発電所に燃料加工供給するプラント
 （3MTU/day で300日/年運転）、および、26の炉からの燃料再処理をするプラ
 ント（900MTU/年の能力）については、同じ報告書は以下のような土地利用面積をあ
 げている：

| 土地（エーカー） | 成型加工プラント | 再処理プラント |
|---------------|----------|---------|
| ライフサイクル中だけの利用 | 100 | 2000 |
| 排除区域 | 80 | 1900 |
| 施設区域 | 20 | 100 |
| 永久的利用 | 0 | 15 |

* the Energy Policy Staff, Office of Science and Technology
 "Consideration Affecting Steam Power Plant Site Selection" 1968

** "Environmental Survey of Nuclear Fuel Cycle" US AEC, 1972

これらモデル・プラントのベースになっているのは、米国の現存のプラント（計画中也含む）である。前表の1年分の燃料に対する土地はプラント寿命を20年として、この表の数値に $\frac{1}{26} \times \frac{1}{20}$ 倍したものである。したがって、実際の土地利用面積はあとの表でもって考えてゆく必要がある。

さらに土地利用で考慮されるのは、放射性廃棄物の処分である。低レベルの固体廃棄物については、海洋投棄がいずれ可能になると考えられているが、ここでは地中処分を考えた場合の土地利用面積を出す。液体廃棄物は高レベル、低レベルとも、いずれも固化されるものとする。100万kwプラントの軽水炉、高速炉の年当り廃棄物体積と、その貯蔵に必要な土地面積は以下の表に与えられる：^{*}

(I) 高速増殖炉の場合

| | 炉プラント | 再処理プラント | 燃料成型加工 |
|-----------|--------------------------|----------------------|----------------------|
| (高レベル) 体積 | | 70ft ³ | |
| (固体) 土地面積 | | 8000ft ² | |
| (低レベル) 体積 | 1000~2000ft ³ | 10000ft ³ | 8000ft ³ |
| (固体) 土地面積 | 900~1800ft ² | 10000ft ² | 14000ft ² |

(II) 軽水炉の場合

| | 炉プラント | 再処理プラント | 燃料成型加工 |
|-----------|--------------------------|--------------------------|----------------------|
| (高レベル) 体積 | | 90ft ³ | |
| (固体) 土地面積 | | 12000ft ² | |
| (低レベル) 体積 | 2000~4000ft ³ | 600~4000ft ³ | 12000ft ³ |
| (固体) 土地面積 | 1800~3500ft ² | 1000~5000ft ² | 21000ft ² |

以上かかげた土地面積を利用して、火力13,400万kw、原子力22,000万kwの発電設備規模の場合の全土地占有面積を考える。放射性廃棄物の累積については、11000万kw規模での廃棄物が20年間累積したものと仮定して見積ることとする。その結果は；

*WASH 1509

| | |
|------------|--------------------------|
| 火力プラント（石油） | 2.7～6.3Km ² |
| 原子カプラント | 6.0～12.0Km ² |
| 燃料成型加工プラント | 3.4Km ² |
| 再処理プラント | 6.8.5Km ² |
| 放射性廃棄物処分 | 0.7～0.76Km ² |
| 計 | 16.0～25.6Km ² |

ここで原子力22000万kwのうち半数は軽水炉、半数は高速増殖炉と考え、成型加工プラントおよび再処理プラントは軽水炉も、高速増殖炉も同じ面積を考えた。

この表で、再処理プラントの土地面積が原子カプラント用土地面積と約同じオーダーになるが、その人口制限区域面積の見積等については現実問題としてはさらに詳細な検討が必要であろう。

日本の海岸線延長は、見方によって数値は異なって来るが、大きな直線を引くと約5000Kmと考えられよう。このうち、どの割合が立地可能であるか、将来の人口動態をもいれて考慮されねばならないが、仮に、原子力発電所が、平均的にばらまかれて70ヶ所程あるとすると、70Kmおきにひとつあることになる。直線的延長約2000Kmが立地可能であると仮定すると、可能線上では、約30Kmおきに原子力発電所が出来ていることになる。

このように、発電所が近接して来ると、人口稠密地帯の中ではいくつかの発電所からの影響範囲内になることも考えられる。また、現在A.E.Cで検討されているといわれる、半径40マイル内で人口密度400人/マイル²なら今迄通りの基準に従えばよいが、それ以上ならさらに安全設計の考慮を厳しくし、サーベイランスの基準もきびしくするということがある。このような配慮が炉が多くなると共に要請されるようになるだろう。

さらに、この上に火力、石油精製、鉄鋼等臨海性工業が立地されてゆくことを考えると、海岸線の利用は、その自然の景観の維持をも含めて、長期的、計画的になされてゆく必要が出て来る。特に高速増殖炉、あるいは将来予想される核融合の実用化、においては、このような点からも後述されるようなニュークリア・アイランドの考え方の導入が検討せられよう。

6.2 その他の問題

温排水については、100万kw 軽水炉32%効率で約60 m³/sec、100万kw 高速増殖炉の場合は効率約41%として約43 m³/sec となり、取水時より6°C~8°Cの温度上昇で、環境に戻ることになる。この場合、外海に面していれば、2°Cの温度上昇の範囲は、半径1Km程度の半円となるだろう。もちろん海流、潮流、放出速度、地形などの影響により、その範囲も形状も変わって来る。この温度の上昇がどのようなエコロジカルな効果をもち、集合立地で600万kwでは、どのように変化してゆくか、またそれがいくつか重なった時に地域の降雨パターンなど気象にどのような効果を持って来るか、など未だ不明の点も多く、ここではこれ以上にはふれないこととする。これからのひとつの方向としては、やはり、温排水の有効利用であり、蒸気を直接コンビナートなどへ供給することによる熱効率の上昇であり、もし米国環境庁の方針として伝えられるように海水温度を少しでもあげることが認められない方向に行くならば、幹式冷却塔等の開発につながってゆくであろう。

多数の原子炉が設置され、高速増殖炉の導入でさらに多量のプルトニウムの貯蔵、移動がおこなわれるところでは、特にこれら核物質の盗難、紛失等の問題が重要になる。プルトニウムの有毒性、火災やその爆発の危険性は一般の人々にも、強く恐れられており、そのセーフガードに対する万全の対策が必要となる。そこでも、また人口の中心からはなれたニュークリア・アイランドのような形での、同一サイトに多くの施設をあつめて、それらを集中管理出来る体制をとることが望ましいこととなる。

原子力施設の数が増えることは、事故、その他の確率的事象に対する母集団が大きくなり、また判断のミスや、いわゆる human error のチャンスが増えることになる。これら可能性を減らすためには、建設中のプラントについては、部品の品質管理がどのような方法で、どれだけきびしく監視されるかをつめてゆくことであり、また運転にあたっては、発電所が正しく保安規定を遵守しているかどうか監視する機能を設置したり、増大する施設に対し、十分な数の有資格者を、審査、運転の両面にわたって揃えてゆくことである。このような面での努力を明らかにし、その効果を示してゆくことが、現在の国民と企業や官庁との間に存在する、“クレディビリティ・ギャップ”を埋めてゆくこととなるだろう。

6.3 ニュークリア・アイランド

以上述べられたような将来の土地利用の問題，集中的な管理と監視という点から考えて，また何百万分の一という確率であったとしても，起こる可能性が存在し，一たん起これば，その影響や災害が大きい事故の可能性を考えると，原子力施設の急激な増大とともに，それらを人口の密集地帯から出来るだけ引き離れた方が良いという考えが成り立つ。

いくつかの原子炉を一カ所に集中して置き，燃料の加工から再処理までを一貫して行なう，いわゆるニュークリア・アイランドには，さらに次のようなメリットがある。

- a 使用済燃料の外部への輸送が不必要になり，また放射性廃棄物の輸送距離をも短縮することが出来る。
- b 原子力施設の運転や安全管理が，出来るだけ少数の有資格者の手で有効に行なうことが出来，また，プルトニウム等核物質の外部からの盗難，災害を効果的に防ぐことが可能となる。

この後者の点は，最近アメリカで原子エネルギー多消費時代の新しい問題として，特に強い関心を持って扱われている。

さらに，温排水，あるいはスチームの効率的利用を組み合わせると，コンビナート化されたニュークリア・アイランドが出来る。高速増殖炉を中心核と考えたこのような構成を示すと表6-1の如くなる。^{*}

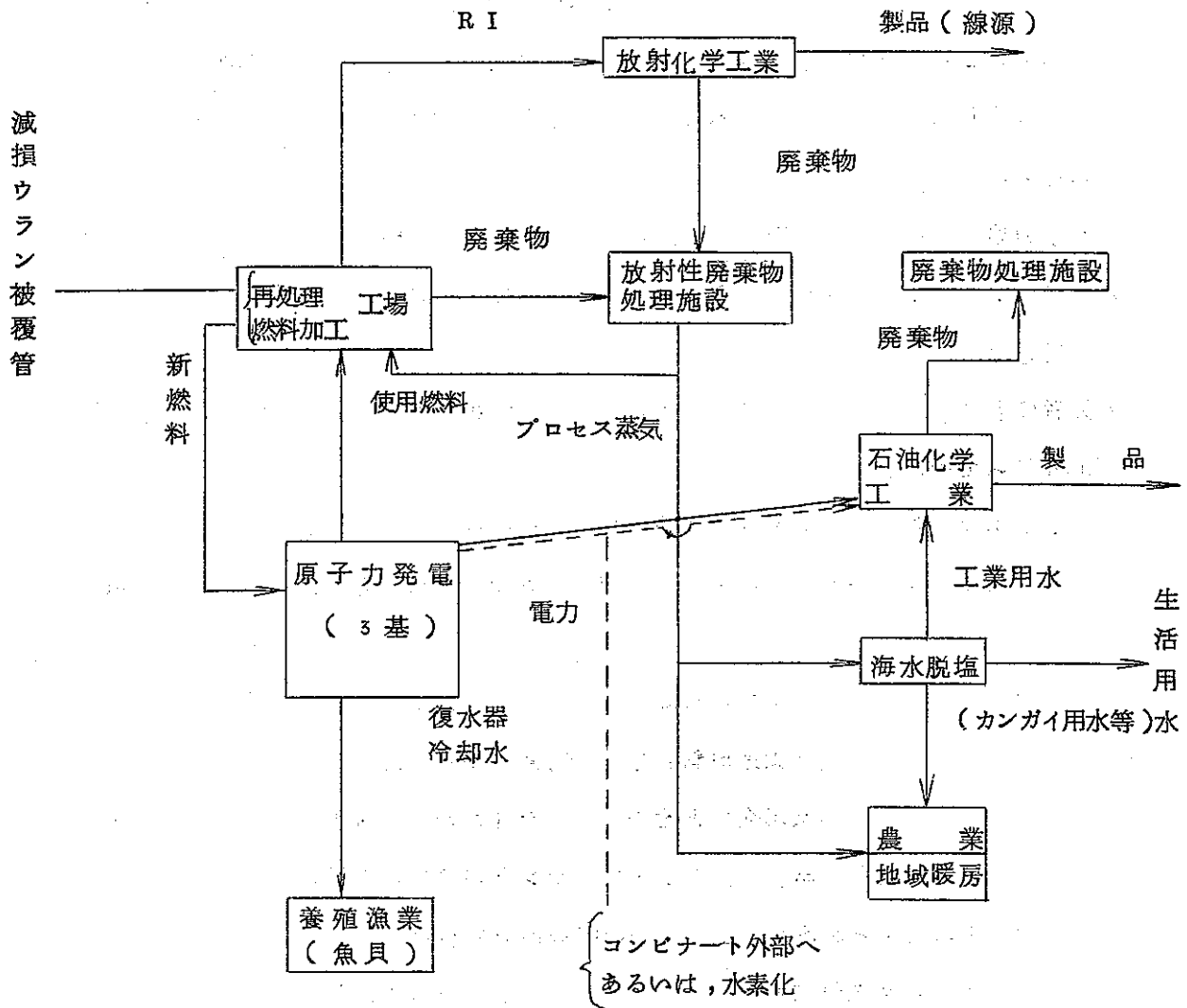
電力の伸びが，消費地近くの立地を困難としてゆくにつれ，遠距離化が送電コストを増大させ，また化石燃料の炭化水素系原料としての有効利用を考えると，最近注目されはじめている，原子炉を使っての水素発生とそのパイプライン輸送の現実性が近い将来出て来るものと考えられる。これはニュークリア・アイランドの発想に特に適合する。

水素は酸化によって水となるため，無公害の内燃機関燃料となり，光化学公害をなくし，また燃料電池に送られて電気に転換することも出来る。それはまた貯蔵手段として有効であり，ピークおよびオフピークの使用に十分のフレキシビリティを持っている。

わが国のように，狭い国土と，高い人口密度，そして高水準の産業をもった国では，このようなニュークリア・アイランドと水素の結びつきは，近い将来十分のフィージビリティを持つものと考えられる。

* 「公害防止に関するコンビナート構想」機械振興協会委託調査報告書
昭和48年3月，政策科学研究所

第 6-1 図 高速増殖炉を中心とするコンビナート構想



第7章 紀元2000年への問題（結語）

一番初めに述べたように、この報告書は高速増殖炉は必要だという立場から書かれている。考え方の順序を振りかえてみると次のようになる。

I) 人類全体のエネルギー総需要は今後も引続き増加する。工業先進国では需要の増加率が今までのように増える一方というわけに行くまいが、世界の人口の大半を占める開発途上国の人々にエネルギー文明の恩恵を拒否するわけには行くまい。また何等かの手法で地球全体におけるエネルギー消費の総量を規制する数量モデルが作られたとしても、現在の状況が既にその限界に達しているとの答えには多分なるまいというのがもう一つの理由である。

II) エネルギー発生の方法として石油、天然ガス等の化石燃料を燃焼させる方法に比べると環境に対する悪影響という点から考えて原子力のほうがまだましだと言えそうである。この結論の出し方は微妙であって、これだけを根拠にして原子力が公衆に広く受け入れられる可きだとの議論にならないのは言うまでもない。またこれは飽くまでも技術の現在のレベルではということであって、たとえば太陽熱、核融合などが無公害なクリーン・エネルギーとして成長すれば様子は変って来る。但し、技術史の観点からみて、ここ2～30年の間に原子力以外の技術が産業として大規模にエネルギーを供給出来ると期待するのは無理である。少なくとも、そのような期待の故に核分裂エネルギーの研究開発を中止するのは誤りである。

III) 資源の量としての将来性を考え、たとえば紀元2000年に世界のエネルギー消費量が年間6Qのオーダーに達するかも知れないことを考えると、増殖炉を開発しない限り原子力の利用は早晚限界に達するであろう。但し年間6Qといったエネルギー消費を地球環境が支えられるかどうかは全く別の問題である。その意味では、エネルギーと環境のテクノロジーアセスメントに必要な数量モデルは今の時点では全く存在せず、この種の評価を意味あらしめるだけの手法はまだ出来上がっていない。従って増殖炉の必要性和優位性といったテーマも断片的な問題分析を適当につなぎ合わせて作り出した結論であって、今までの仮定のどこかに誤りがあれば当然違った結論が導かれるであろう。

IV) エネルギー発生施設が環境に与える長期的影響は、その技術の規模が小さいうちは

まるで問題にならぬものと考えられるのが普通である。まぐろに累積した水銀が19世紀以来の石炭の燃焼の影響にあるという仮説の当否は一応措くとして、19世紀に石炭を燃やしていた人々がそのような問題意識を全く持って居なかったことは確実である。今日ではこのような観点から物を考えるのが当然とされるようになり、たとえば ^{85}Kr や ^3H のような放射性物質が人間の生活環境に累積することの影響は原子力産業の極く初期から検討されている。しかし微量放射線被曝の長期的影響には不明な点のほうが多く、今日一時的に出された結論については今後も随時再検討を必要とする。但し、原子力発電所を多数建設することで地球環境の全体に与える平均的影響は当分の間無視出来るというのが今日のところでの一応の結論である。

V) 高速増殖炉と軽水炉を比べると、前者のほうが難かしいので一般的に言って原子炉事故の影響は相対的に大きいだろうと考えられる。技術の研究開発が十分に行なわれ、安全上のリスクについてLMFBRが少くともLWRのそれより大きくはならぬところまで到達するだろうというのが今回の評価においても前提になっている。特に発生確率が非常に小さい事故に加えて、比較的通常運転中に起り得る故障その他について今後のR&Dの重点がどんな点について必要と考えられるかについては部分的にはあるが報告書中に指摘した。たとえばLMFBRの使用済燃料の輸送に伴うリスクを避けるためには燃料サイクル産業の形態そのものを改めて、ニュークリア・アイランド式の発想も必要になるかも知れない。またプルトニウムが多量に取扱われることによる軍事転用の防止、プルトニウム・ハイジャックの防止などは新しい問題がつけ加わることになる。

VI) 環境問題の一環として事故時の安全を考えると2つの相異なるフェーズにぶつかることはテーマを原子力に限らずともわれわれが日常経験するところである。その1つは、工学的設計の問題として、何がどうなった時にその施設は安全だと規定して良いのかという点である。 $(\text{災害の大きさ}) \times (\text{発生確率}) = (\text{災害期待値})$ という形で処理し、災害期待値の総和がある数より小さければ安全であると決め、その「ある数」はcost/benefit分析から導かれるというのが一番数量化しやすい概念であるが、これには問題の多いことは良く知られている。たとえばcost/benefit比は発電所周辺の住民と、発電所から離れた大消費地の住民とは逆転する。この分析を手落ち無く計算しようとするとその国の経済構造全体が関係する極めて複雑な関係式になるであろう。「安全」の定量的規

定のこの問題は世界的に未解決であり、従ってこの報告書の結論も少なくとも部分的には安全に関する最も基本的なこの問題を by-pass した形で導かれている。

vii) 安全問題の部分的な解答は、「事故の発生確率を引下げるためにあらゆる技術的な努力が行なわれている」という説明である。一般に公衆は高速炉設計やその裏付けについての技術的内容につき立入った知識を持たないのが普通であるから、この点については技術を開発し、原子炉を設計し、その安全性を審査し、炉を建設し、運転する当事者たちが忠実にこのような努力を続け成果を挙げているものと判断できるかどうか問題が帰着することになる。つまり技術者と行政機構が信用出来るかどうかである。最近の世界の原子力界の動向はこの点について公衆と原子力産業の間にいわゆるクレジット・ギャップが生じ、このために原子力施設の public acceptance が非常に難かしくなっている。

viii) 軽水炉についてさえ、これを多数建設運転する時代になると、このクレジット・ギャップが原子力発電の命運を左右するのでは無いかと言われるくらいの大問題となっているのだから、高速増殖炉を同じように多数建設する段階になった時の問題はより深刻であろう。公衆との間のクレジット・ギャップを埋める前段として、まず原子力の技術者相互の間に不信感が残るようであっては問題にならない。LMFBR の開発に当っては、特にそれが国家予算によるナショナル・プロジェクトであるからには、環境への影響、事故時の挙動、安全との問題等、炉工学から材料工学に到る広汎な分野について関係する技術者の多くが参加して問題点を究明し、議論を尽くす態度が必要である。これだけでクレジット・ギャップが完全に回復出来るとは思えない。また安全問題の全部が公衆の信頼を回復するという形で解決するわけでは無く、前に触れた安全概念の定量化という大問題は依然として残される。しかしながら、まずこの点に手をつけて満足の行く姿勢が明らかにされることは、「高速炉と環境」のテーマを紀元 2000 年に到る基本的な命題として処理して行くに当っての本当の第一歩なのだと言う可きであろう。