

	13 7 01



クリンチリバー高速増殖炉

—米国初の液体金属冷却高速増殖原型炉—

< 翻 訳 資 料 >

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N951 78-01
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	



1978年1月



動力炉・核燃料開発事業団

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)

クリンチリバー高速増殖炉



— 米国初の液体金属冷却高速増殖原型炉 —

原 広^{*} 谷山 洋^{*1} 堀米 利元^{*2}
速藤 常在^{*3} 金森 俊一^{*4} 小林 信治^{*}
中 野 誠^{*} 青木 裕^{*} 沢田 誠^{*}

1974年10月発行の nuclear engineering 誌 (Vol. 19 , № 221) に掲載された , 米国初の液体金属冷却高速増殖原型炉であるクリンチリバー増殖炉の特集記事を翻訳した。

記事は31ページに渡るもので , 米国のLMFBR計画におけるクリンチリバー増殖炉の役割りから説き起こして , 燃料と材料 , nuclear steam supply system , 環境 , 安全性 , 蒸気発生器システム , 燃料交換システム , balance-of-plant (第3章末の訳注参照) までを手際よく解説している。筆者は担当各社より選ばれており多彩である。

業務上の参考にしていただければ幸いである。

* 高速実験炉部原子炉第1課第3グループ , 大洗工学センター

* 1 現在第2グループ * 2 現在第1グループ * 3 現在日本原子力発電株式会社

* 4 現在中部電力株式会社

目 次

1. 米国 LMFBR 計画における Clinch River プロジェクトの役割	1
W. B. Behnke, J. E. Watson, T. A. Nemzek, Clinch River 増殖炉プロジェクト, プロジェクト顧問委員会	
2. LMFBR 燃料および材料の開発	13
G. W. Cunnigham, 米国原子力委員会	
3. Clinch River 増殖炉プロジェクトの nuclear steam supply system	24
W. M. Jacobi (プロジェクト マネージャー), ウェスチングハウス エレクトリック社	
4. Clinch River 増殖炉プロジェクトの環境状況	35
Dr. James H. Wright, ウェスチングハウス エレクトリック社	
5. Clinch River プラントの安全性	44
J. Graham, L. E. Strawbridge, P. Bradbury, ウェスチング ハウス エレクトリック社 新型炉部	
6. Clinch River 用蒸気発生器システム	51
R. E. Skavdahl, F. E. Tippetts, ゼネラル エレクトリック社	
7. Clinch River 炉の燃料交換システム	59
Kenneth W. Foster, ロックウェル インターナショナル社, アトミックス インターナショナル部門	
8. Clinch River 増殖炉プロジェクトの balance-of-plant の設計	64
S. McPherson, Burns and Roe 社	

1. 米国 LMFBR 計画における Clinch River プロジェクトの役割

(注)
W. B. Behnke, J. E. Watson, T. A. Nemzek, Clinch River 増殖炉プロジェクト,
プロジェクト顧問委員会

この特集は、米国の液体金属冷却型高速増殖炉 (LMFBR) 計画と、特にクリンチリバー増殖炉プロジェクト (CRBRP) に関する 8 つの論文を収めたもので、これらの計画はオークリッジに我国初の大型原型増殖炉プラントを建設するための米国電力業界と米国原子力委員会との共同作業である。

1965 年以来、米国におけるエネルギー消費量は毎年 4.5 % の割合で増大している。そしてその増大の比率は減少するかもしれないが、この傾向は将来にも継続することが予測されている。エネルギー増大の厳密な比率を考慮に入れなくても、米国は、エネルギー消費率と国内の様々な燃料の保有量との間の大きなギャップに直面している。

重要なことは、これら主として要求されている燃料の保有量が極めて少ないということである。石油と天然ガスは近年米国の全エネルギー消費量の 80 % をしめているが、しかしこれらは我々が保有するエネルギーの 6 % をしめているにすぎない。現在の消費を続けるならば、たとえ新たに大量の資源が発見されたとしても、米国の石油、天然ガスの備蓄は 21 世紀に入って 10 ~ 20 年程度しか続かないであろう。

一方エネルギーの節約は、ある程度これを緩和できるし、また大に行うべきことであるが、節約だけで永い年月にわたるエネルギー問題を解決することは出来そうにもない。同じような理由で、外国に石油やガスの供給をあおぐことは、追加輸入が短期的な救いとなることがあるにせよ、米国に政治的、経済的に重大なリスクを課すものとなる。

米国で最も豊富な化石燃料である石炭の利用が、環境保全の上からますます制約されてきている。この傾向を打破するには、大幅な技術改善が必要となる。加うるに、石炭は都市ガスや潤滑

(注) プロジェクト顧問委員会は Project Management Corporation のためにクリンチリバープロジェクトを監督するトップマネジメントグループである。Behnke 氏はイリノイ州、シカゴの Commonwealth Edison 社の Executive Vice - President である。Watson 氏は Tennessee Valley Authority の Manager of Power である。Nemzek 氏は米国原子力委員会の Director of Reactor Research and Development である。

剤，あるいは化学薬品の原料，その他燃料以外としての用途に重要な位置をしめてゆくだろう。

これに対してウラニウムは，石炭をはるかにしのぐエネルギーを潜在している。事実，増殖炉を用いれば，米国のウラニウムは，数10年ではなく，数世紀にわたってエネルギーを確保することが出来，且つ核融合や他のもっと進んだシステムが開発されるまでエネルギーを供給しつづけることが確実となる。のみならず，ウラニウムを最大限利用することは，エネルギー節約の見地からも重要なことである。ウラニウムは，本質的に単一目的の燃料である。石炭などとは違って，発電所の電力発生のための燃料以外には殆んど使い途がない。

電力需要の増大，不確実且つコストの増大しつづける石油や天然ガスの供給，また環境問題や燃料以外として優先的に使用すべき石炭等の状況に対するとき，これらの問題を解決する論理的帰結としての長期に渉る唯一の戦略は，電気エネルギーの生産に原子力の利用増大を計ることであることは明らかであろう。

増殖炉の開発は，原子燃料を長期に渉って確実なものとする鍵を握っている。これは液体金属高速増殖炉の開発を最優先に行うべきであるとした原子力合同委員会の米国大統領への1962年報告の結論でもある。今日においても，増殖炉は，化石燃料に頼らなくてもすむ唯一の新型のエネルギー転換技術であり，かつ今後15～20年の間に商業用になる十分なチャンスをもっている。

地熱エネルギーも発電用に利用できそうであるが，米国における潜在的な利用には地理的な制約を受ける。太陽エネルギー，風力，その他の自然エネルギーもある種の需要を満足することはできるであろう。例えば太陽エネルギーは住居の暖房や冷房に利用できるが，発電用としての可能性には多くの疑問が残されている。そのため，将来のエネルギーの需要に備えて信頼度の高い戦略を立てる必要がある。増殖炉はこういう要求を満たすものである。かくして，一方において米国は非核エネルギーの研究と開発を強力に押し進めるべきであるが，増殖炉によって米国は数世紀にわたって豊富なクリーンパワーを供給できる少くともひとつのオプションを保障されるであろう。

増殖炉の最もアピールする点は，もちろんエネルギー資源の転換にあつて，これは米国のエネルギー自給達成のための必須の要素である。増殖炉によれば核燃料利用の効率が本質的に増大する。現在のウランの利用率1～2%に対して60%程度の利用が見込まれている。このように高い効率の経済上の利益は感嘆すべきことである。この高効率によって，米国のウラン資源の寿命は数十年から数世紀に延びることになる。核燃料の供給を適切に行うことによってエネルギーのコストダウンも可能である。

増殖炉は，また環境保全に対しても他の発電方式よりも有利な特性を備えている。例えば増殖炉は現在最も進んでいる火力発電所並の熱効率を達成でき，かつ大気の汚染防止の利点をもつ。増殖炉におけるウラン利用の効率の良さは，同じ電力を発電するのに軽水炉の場合の1/30のウラン採掘，また石炭の場合の1/900の採掘労力ですむことを意味する。増殖炉を開発すれば，軍

事目的およびコンベンショナルな原子力発電プラント向の燃料製造業者から生ずる多くの減損ウランを利用することができる。これら濃縮過程からの残物は現在のエネルギー消費率で少くともあと200年間にわたって米国のエネルギー所要量をまかなうに十分なエネルギーを含んでいる。

米国の LMFBR の実績

高速増殖炉に対する関心は、エンリコフェルミが初期に連鎖反応炉の概念を抱き、シカゴ大学で最初に原子核分裂連鎖反応を達成した頃および戦争中のマンハッタン計画にまで逆のぼる。その頃から、LMFBRに関する多くの基礎的な努力が米国原子力委員会下の国立研究所で行われてきた。ロスアラモス国立研究所にあるクレメンティンという実験炉は、1946年から1953年まで、原子炉を高速の減速されていない中性子と、プルトニウム燃料および液体金属冷却材によって運転する可能性を実証するために使用された。

EBR-I（これは世界で最初に発電した炉である）は、アルゴンヌ国立研究所で1951年8月から1963年12月までの間に建設し、運転されたが、これは高速中性子炉による増殖原理と液体金属冷却材を用いての技術的可能性を確認するためのものであった。この炉の経験は他の初期の液体金属冷却実験炉の経験と共に原子炉の設計や安全に多くの重要な情報を提供した。それらの炉の中には Sodium Reactor Experiment や Hallam 原子炉施設および潜水艦用中速中性子炉マークAおよびマークBが含まれる。

1950年代の中頃、米国において2基の高速炉発電施設の建設が始まった。それらは、62.5 MW(th)のEBR-IIと200 MW(th)のフェルミ炉である。EBR-IIは、10年以上にわたって順調に運転され、 5×10^8 KWh の発電を行って、まぎれもなく増殖炉発電プラントの可能性を実証した。今日、実験プラントが増殖炉は技術的に可能であり、かつ環境保全上クリーンで信頼性のある発電設備であることを証明し続けている。フェルミ炉は、現在閉鎖されたが、1963年に臨界を達成し、1972年にプロジェクトを終了するまでに 32×10^6 KWhの発電を行った。この炉は、将来のLMFBR発電炉にとって有益な重要な技術のみならず運転上および保守上の経験をもたらした。

1960年代の中頃、20 MW(th) サウスウェスト酸化物燃料高速実験炉 (SEFOR) 施設の建設が開始された。それはLMFBRの安全性の研究を実施する施設の実現をめざした米国と西ドイツの協同作業であった。SEFOR計画は、1972年初期にLMFBR用混合酸化物燃料の安全性の確認に成功して終了した。

1969年7月、米国議会は公法91-44号によって米国原子力委員会(AEC)が米国の最初の大型LMFBRの実証プラントへ向って2つのフェーズでアプローチを開始することを認めた。第1のフェーズの目的は、実証炉の技術的並びに経済的特質をはつきりさせることであつた。アトミック・インターナショナル(AI)社、ゼネラルエレクトリック(GE)社、ウエスティングハ

ウス(WH)社および米国電力業界がこの作業に参画した。1970年6月の議会で公法91-273号が制定され、AECが第2フェーズの実証炉の設計、建設および運転に着手することが認められた。

LMFBR 開発計画が必然的に採るべき次のステップは、増殖炉の概念を電力需要システムにおける完成された部分として運転される大型発電設備において実証することであるということが、1971年初期までには明白になった。25年にわたる研究と開発を経て、LMFBRの概念をサイズにおいても性能においてもスケールアップして商用炉として競合できる増殖発電プラントという究極のゴールへ向って大きく歩み出す時がきた。設置許可の条件並びに環境保全との共存性の確固たる基礎を固めねばならなかった。大型実証炉の最新の設計と運転経験を積むことは、急務であった。

これらの目的を達成するには、アメリカ電力業界からの広範な支持が必要であった。これらの支持を手に入れる方法を協議するために、AECは1971年4月に2つの委員会を設置した。それらは、電力需要運営委員会と、電力業界技術顧問パネルであった。これらの委員会は、電力業界の管理部門および技術部門の最高スタッフから構成された。

1971年6月の大統領の議会へのエネルギー教書で、米国大統領は増殖炉をクリーンで経済的なエネルギーを長期にわたって供給するための“ベストホープ”と呼び、産業界と政府の協同作業によってこの概念の経済上のポテンシャルを1980年までに実証すべきことを力説した。同じ月に電力研究理事会は、研究開発目標のタスクフォース報告書を刊行した。この報告書は今世紀末迄に電力業界がどこへ研究開発費を投ずべきかという最新の方針を述べると共に、商用炉として通用する増殖炉の開発を研究開発の優先順位のリストのトップに位置づけ、次の論理的なステップが大型実証炉であることを確認した。

1962年に上下両院合同原子力委員会の報告が液体金属高速増殖炉をできるだけ早い時期に開発すべきであると結論を出してから、政府や科学専門家のリーダーや産業界による独自の評価が多く出てきている。これら成長しつつあるコンセンサスに呼応して、米国議会、原子力産業界および全国の電力業者が大統領の教書に賛同した。1971年8月に議会はFBRプロジェクトに対して1億ドルの直接援助費を用意することを立法化し、併せて大型実証増殖炉プラントの推定資本費の50%以上におよぶR&D費をサポートすることを制定した。

一方、政府と産業界が一体となって増殖炉の実証プラントに当たるという大統領の示唆が産業界から積極的な取り組みを引き出した。1971年の終りまでに、米国原子力委員会は、協同管理に対する多くの提案を要請し、かつ受けた。

1972年の初めに、シカゴのコモンウェルス エジソン電力会社とTVAによって提示された共同計画が、実証炉計画決定のための議論のベースとしてAECによって採択された。

1972年3月に2つの新しい会社、すなわちPMC(Project Management Corporation)

とBRC (Breeder Reactor Corporation)が設立され、米国電力業界の歴史上先例のない広い協力協定が実行されることとなった。

PMCとBRCを通じてその持てる資産を結合することに米国原子力委員会と国内の700におよぶ私的の、公的の、協同の、あるいは都市の電力システムが合意した。

このプロジェクトは、EEI (Edison Electric Institute)、米国公営電力協会 (American Public Power Association)、そして国家地方電力協会 (The National Rural Electric Co-operation Association) による熱烈な保証を得た。

工業界によって保証された財政上の援助は2億5千3百万ドルを上まわり、エネルギー研究開発の一つのプロジェクトに委託された資金としては最大のものである。

クリンチリバー増殖炉プロジェクト

プロジェクトのゴール

テネシー州のクリンチ川の近くのプラントサイトの名にちなんで名づけられたクリンチリバープロジェクトは、25年に渉るAECの技術開発の努力を大型の商業用LMFBR発電プラントへ成功裡に推移させるための鍵である。

実証炉プラント計画は、LMFBRが電力需要業界において信頼性と安全性を備えて許認可され運転されうることを実証し、高速増殖炉システムの潜在的経済性を確認することを主目的として制定された。その他の目的は以下の通りである。

- 高速増殖発電プラントもしくは電力システムの運用の鍵となる性能およびその可能性の確認
そして同時に大型商用発電プラントの運用に関連した広い経験と重要な情報を提供すること。
- 国民、政府、産業界それぞれの利益を目的として、LMFBRプラントの運転に関する重要な技術的、経済的なデータを開発、収集、評価し、そしてそれらを情報交換すること。
- LMFBRが経済的で実現可能な近い将来の発電プラントの選択として、環境上望ましくかつ高い価値を有することを実証すること。
- 限りあるウラニウム資源を有効に使うためのLMFBRの価値の実証。

基本となる設計パラメータ

クリンチリバー増殖発電炉プラントは、電気出力380MWのナトリウム冷却の高速中性子炉であつて、プルトニウムとウラニウムの混合酸化物燃料を用いる。プラント設計の概要は既に完了し、見積りがほぼ終らんとしている。他のこの種のプラントとして最初のものと同様に、価格は同規模の商用発電炉の価格を上まわると予想されるが、開発計画のトータルを視点に立てば、過大ということにはならない。

このプラントは完全な発電設備であつて、TVAの電力ネットワークの一部として運転すべ

く設計される。主要なコンポーネントは、原子炉と蒸気発生システム、蒸気タービン駆動発電システム、冷却塔、スイッチヤード、およびこれらの関連補機および補助設備である。

このプラントは30年の寿命で設計され、以下の特徴を有する。

- 電力業界から要請されているプラントの信頼性、検査可能性および保守に対する要求を満足する様に設計する。
- 初期の増殖比が1.2で、その後は1.3に増加する可能性を有する。
- プラントは環境に及ぼす影響を最小に抑える。このために定常運転時の計画的な放射能放出を最小にし、また、(河川を利用しない)閉サイクルの蒸発冷却システムを採用する。
- 公衆の健康と安全を守るために本来備わった安全性を有する。

環境管理上の利点および安全性については、この特集の他の報告に詳しく述べられている。

主要な関連会社

クリンチリバープロジェクトに関連する会社とその役割は次の通りである。

PMC (Project Management Corporation)

実証炉プラントの設計、建設および試運転に関する管理を行なうべく設立された非営利の会社である。PMCはプロジェクトに使用可能な種々の資源を効率よく利用させる責任を有している。PMCはプラントの設計と建設業務に関する全体とりまとめのリーダーの役目を有し、技術上の監督、プラントのバランスに関するあらゆる行為に対する契約的観点からの監督、そして全体工程、プロジェクトの予算、および品質保証等の監督管理業務を行う。PMCの理事会は、5人のメンバーで構成され、コモンウェルス エジソン社の代表者2人、TVAの代表者2人とBRC (Breeder Reactor Corporation) の代表者1人からなる。委員3人からなるプロジェクト顧問委員会がPMCの代りに、プロジェクトを監督する。

BRC (Breeder Reactor Corporation)

1972年に設立された第2の非営利会社で、電力業界の上級協議会の機能を有し、このプロジェクトの進捗に関する情報を電力業界や一般に広報し、このプログラムの実証化のフェーズにおける電力界の経営者の参加をアレンジし、PMCの活動を業界側からたえず監督してゆく。BRCはまた電力産業界の財政上の関与を調整する。

コモンウェルス エジソン会社 (Commonwealth Edison Company) および TVA (Tennessee Valley Authority)

これら2社は協力して、産業界と政府に対し、基本的な要求を提出し両者間の調整を行う。TVAとコモンウェルス エジソン社は、プロジェクトに対してマネジメントの経験とユーザとしての発電所の運転実績を提供している。これら2つの会社は、電力業界の利益を代表し、電力会社の電力システムのうえで高速増殖発電プラントが運転できるように、プラントの設計およ

び運転上の特性を適切な技術上および経済上の必要条件として因子化させる。

コモンウェルス エジソン社はPMOに対して技術管理と調達業務を行い、TVAは、クリンチリバープラントの建設並びに品質保証に関する業務の監督を行う。TVAはこのプラントを所有して運転を行う。後日、この実証炉期間のしめくくりの段階では、TVAは、自社の価値判断に基づく値段でこのプラントを所有する権利を有し、かつ同社の電力生産設備の一部として運転を継続する権利を保有する。

米国原子力委員会(AEC)は、高速増殖炉を含む米国の原子力研究および開発プログラムの全般を計画し、監督する。

全般に関する責任の一部として、AECは環境に及ぼす影響に関する声明を準備している。それは米国のエネルギー需要に見合うエネルギー源としてLMFBRが広く商業規模で導入された場合の環境に与える影響を述べたものである。加うるにLMFBR開発全体に対して、AECはその基本となる研究開発のプログラムを立案し、管理している。この実証炉計画に対しては、AECは主たる財政上のサポートをすると同時に、原子力蒸気発生システムの設計と建設に最高の責任を有している。

AECは、このプロジェクトに対して、AECのスタッフ、AECの研究所およびAECとの契約先の専門意見が生かされるようにし、かつウェスティングハウス社の活動のうち“nuclear island”に関する面の技術上の管理並びに監督を行う。

主たる契約会社

このプロジェクトは3つの主要な契約のもとに組織されている。その第1は、AEC、コモンウェルス エジソン社、TVAおよびPMO間の根本的協定（これはクリンチリバープラントの設計、建設、試験および運転に関する基本的な合意事項を明らかにする。）、そして第2は電力会社の代表であるBRCがPMOおよびAECと別々に取り決めた協定である。

一方PMOは、このプロジェクトの設計の主契約者としてウェスティングハウス社と契約し、Burns & Roe社とは、建設土木に関する契約を結んだ。Holmes and Narver社はBurns & Roe社のサブコントラクターになった。

原子炉製作者のリーダーとして、ウェスティングハウス社は原子炉設計の全般の開発を行っており、増殖炉プラントの原子炉部分のうちの原子力蒸気発生システムを担当している。ウェスティングハウス社のサブコントラクターとしてGE社(General Electric Company)および、Rochwell International社のAtomic International部門(AI)は主要な援助を行うと共に、このプロジェクトのそれぞれの分担に対して責任を有するリーダーとなる。AI社とGE社の大々的な参画は、LMFBR実証炉プラントプログラムの目的のひとつにそったものであり、ユニークな原子炉コンポーネントを信頼性をもって経済的に製作し、完璧な高速増殖炉プラントを設計して建設できる米国の競争力をそなえた工業力を開発することがその目的である。

責任分担（詳しくは表1に示す）は次の大区分に決定された。

ウェスティングハウス社； 原子力蒸気発生システム全般，原子炉システムおよび1次熱輸送システム

GE社； 中間熱輸送システムおよび蒸気発生器システム

AI社； 燃料取扱システム，保守および補助システム

敷地

クリンチリバープラントは，クリンチ川に沿った1,364エーカーのTVAのサイトに位置し，米国原子力委員会のオークリッジ作戦用の保留地に隣接している。テネシー州の中級都市オークリッジは人口約30,000人でサイトの北東約12マイルにあり，人口稠密地域までは少なくとも10マイルある。サイトの50マイルの内には，主要都市ノックスビルがあり人口は約178,000人である。クリンチリバーのサイトはオークリッジに近いこともあって良好な道路，鉄道および水利があり，TVAの電力輸送網の近くにあるという便利さも備えている。AECによる予備的なサイト調査および続いて行われたTVAとPMCによる調査において，この地区が許認可の観点からも最適であることが判明している。

更に詳細にわたるクリンチリバーサイトの調査と評価が現在進行中である。AECの許認可に関する調査に必要な安全性評価と環境影響に関する書類の準備は1972年末に開始され，現在可成り進捗している。

サイトに関する詳細な調査とサイトの改良並びに設備の計画には，次の作業が含まれている。すなわち当地域の地形学上の地図作成，プラントサイト内の数エーカーに及ぶ地質調査，歴史的並びに考古学的調査，洪水，たつ巻および地震活動の可能性に関する解析，大気の状態を観測してプラントの運転が行われた時の大気の状態と比較するためのベースとなる情報を確立しておくための仮設気象観測塔の設置，サイトへの近接道路や鉄道および排水処理等のサイトの改良計画の立案，そしてプラントとサイトのレイアウトの準備などである。

雇用関係

サイトにおける最初の年（1975年）の作業では，200～300人の建設労働者が地ならしおよび掘削を開始し，1976年に開始される基礎工事に伴ない増員の傾向にある。1977～1981年のプラント建設のピーク期には1,200～1,500人の労働者が建設に従事するであろう。1980年代のプラントの運転には110～125人の永久的なスタッフが従事する。建設段階に入ると，PMCは，シカゴにある現在の主要な事務所をオークリッジ地域へ移す予定である。技術陣には以下の人員を含む。すなわちBurns & Roe社およびウェスティングハウス社の両社から300～350人そしてGE社とAI社の両社から125～150人。

プロジェクト工程

NSSS (Nuclear Steam Supply System 原子力蒸気発生システム) の予備設計作業の開始には、AEC, PMC, B&R, ウェスティングハウス社の参加のもとに多くの工程と設計に関する調査が含まれていた。この夏に完了したこれらの調査の間に、元になったPMCのガイドラインと目的が詳細にわたって再審査され、予備工程が作成され、NSSSについての重要な設計上の議論がなされた。

これらの調査によって作成された予備工程は実現可能な最も早い時期に、強力な競争力を有する増殖炉産業を確立するという国のLMFBR計画の設定目標に沿うものである。その工程では、1982年にスタートアップを行い、引きつづいて5年間TVAの電力網にのって実証運転が行われる(表2参照)。

基本計画を支える活動

LMFBRを出来る限り早期に開発して電力エネルギーのための商業上のひとつの選択可能なものとするという最終目標を達成するために、AECは2つの必要不可欠かつ補足的な方針を貫いてきた。それはLMFBRの基本となる技術計画とLMFBRの実証炉プラント計画である。基本計画は実証炉計画に対して機器やシステムのエンジニアリング、開発、製作および確性試験を通じて役立っている。この結合された計画の中心目的は、広範な技術的、工学的なベースを広くユーザ、メーカーが一体となって開発することにある。究極的には、これらが強大な競争力を有する増殖炉産業に結びつくことになる。

LMFBRの概念に必須な基本的な技術は、原子炉用の燃料および材料、炉物理、機器およびプラントシステムなどの分野で開発されて来ている。LMFBRの機器、システムおよびそれらに関連する設備が、厳しい運転条件の下で要求される高レベルの信頼性と安全性を満たすように確実に設計され製造され、検査され、確性試験されるという点に重点がおかれてきた。またこのプラントは、容易に検査およびメンテナンスができるようにすることに高い優先順位がおかれている。

LMFBR開発にゆだねられている最も主要な施設の一つであり、かつ最近の基本計画の焦点となっているのは、現在ワシントン州のAECのハンフォードサイトで建設中のFFTF (Fast Flux Test Facility) である。この施設は、現工程では1977年に建設完了の予定で、LMFBR燃料の高速中性子照射の能力は、世界のいかなる試験用原子炉より大きなものとなる。FFTFは現在、LMFBRプラントの設計と建設の経験を提供しつつある。FFTFは、またLMFBR工業に益するコードや基準の開発の焦点でもある。

商業発電用LMFBRという究極的可能性を実現するために欠くことのできない燃料、材料および機器の開発のベースとして、得られた情報は役に立つだろう。FFTFは現存する米国の実験的および確性試験施設の実績を補充し拡張するものである。現有施設の中で、EBR-IIとLMEC

(Liquid Metal Engineering Center)の二つは、今後ともLMFBRの開発計画の中で主要な役目を持ち続けるであろう。

Idahoの国立原子炉試験場(National Reactor Testing Station)にあるEBR-IIとその附属施設は、原子炉物理や計装ならびに機器に関する重要なデータを提供している。EBR-IIは増殖炉開発計画におけるWork-horse(馬車馬)と呼ばれている。というのはEBR-IIが米国で稼動している唯一の燃料および材料試験のための高速中性子束照射施設であるからである。

California州のCanoga Parkに近いSanta Susana MountainsにあるLMECは、熱交換器、蒸気発生器、弁、ポンプ、配管、流量計およびその他のLMFBRプラント用の構成機器のような計装品や機器を試験し、評価するための総合施設である。試験施設としては、SCTI(Na機器試験施設)、SPTF(Naポンプ試験施設)、SOTL(小型機器試験施設)およびCHCF(機器取扱および洗浄施設)がある。SCTIは、Na加熱による蒸気発生器と熱交換器をプラントの運転状態を模擬して試験するために用いられる。

1973年6月30日(1973予算年度)までに、米国原子力委員会は液体金属冷却高速増殖炉の開発に約14億ドルを費やした。AECのLMFBR経費として1974予算年度および1975予算年度に計画されている内容は表3に示すとおりである。

商業用増殖炉への道

商業規模の液体金属冷却増殖炉が、他の発電方式と発電端ブスバーでのKWhあたりのコストが競合可能になり得るといふ事に関しては、良い見通しがある。事実、増殖炉の開発については開発コストを上まわる経済上の利益を上げる潜在的マージンが大きいことが確認されている。

LMFBR計画の推進が現実となったとしても、新しい技術については概ね同様であるが、国のエネルギー経済へ影響を及ぼす程度に開発し、完成させるためには可成りの時間が必要である。そのめやすとして、ドレスデン炉の如き軽水炉の実証炉プラントのプロジェクトは1950年代の中頃に始まり、現在18年を経ているが、原子力は国の発電量の6%以下をしめるに過ぎない。しかしながら、今日の新型の増殖炉技術をもってすれば、商用炉の開発は比較的短期間で実現されるかもしれないが、その開発の意味のある収益は、1990年代以前には期待できない。

クリンチリバーの後には何が来るか？ おわかりのように、クリンチリバーの後には、それぞれ格段の容量増をした数基の準商用増殖炉プラントが続くべきであろう。後につとくプラントの大きさやその時期の決定にあたっては、スケールアップのファクターと、それに伴う技術上のリスクとの間にバランスを見つけなければならない。このことは石炭火力や軽水炉の大型化に用いられたアプローチと同等である。クリンチリバーに続く最初のプラントは、1,000~1,500MW(e)の発電容量で、クリンチリバーと同一の基本的な概念設計になろう。しかし、それには主要な設

計の単純化と相俟って、性能と経済性に意味のある質的改善が必要である。

もう一つのアプローチとしては、新しい商用炉の建設の前に、中間規模の実証炉の開発を進めることであろう。これにはよりコンサーバティブなアプローチであるという利点を有する一方、計画のコストがかなり増加する。これらのオプションは、どの方法が最も望ましいかを定めるために現在検討されている。

大型プラントの建設に対する主たる技術的障害は、大型機器の設計に用いる技術的裏付けの不足と、大型機器を製作する設備メーカーが保証付で供給するのを嫌うことにある。これらの問題の解決には、non-nuclearでoff-lineの試験方法をフルサイズの機器やシステムに適用させることが役に立つ。高性能の増殖炉用燃料の開発がさらに必要であり、AECの更に進んだR&D計画にも含まれている。これらの手段は進歩のスピードアップを計り、プログラムに要する費用の全体をおさえるところとなる。加うるに、準商用の増殖炉の設計は来年には着手すべきである。

建設は予算措置が出来次第速やかに開始すべきである。

準商用炉の発電コストはクリンチリバーより低いであろうが、最初のプラントは依然コスト高となる。我々の25年にわたる軽水炉の経験に基づいて、プラントのサイズの増大の段階毎にキロワットあたりのプラントコストが低下すると信ずるにたる各々の理由がある。成功に満ちた増殖炉の運転実績の蓄積によって、高いプラント利用率とより低いコストが実現するであろう。

英国、フランスおよびソ連は、すべて増殖炉開発をめざして、積極的なR&D計画を有している。海外には、250MWeクラスの増殖炉が数基運転中である。米国は外国の開発の全面的利用を計るべきであるが、我々自身の計画を継続することをしないで海外の増殖炉技術に全面的に頼ってしまうことは、過去の誤ちをくり返して、我々がめざしているエネルギーの自給というゴールへの到達を不可能にする。

同様な論拠で、米国がそのLMFBR計画を見捨てるか、または遅らせるようなことになる重大な誤ちをおかすことになると考えられる。世にはウラニウムの供給はまだ十分にあり、エネルギー需要の成長率は実現しないか、あるいは他の新しい技術が増殖炉の必要性を除去する等という推論に基づいてその様なコースを勧める者がある。残念ながら、探鉱活動の増大にもかかわらず米国には1950年代以来以来大きなウラン鉱区は新たに発見されていない。

これらの推論が当たらなかつた場合、その時は遅すぎるということになる危険（危険というには大きすぎる）がある。

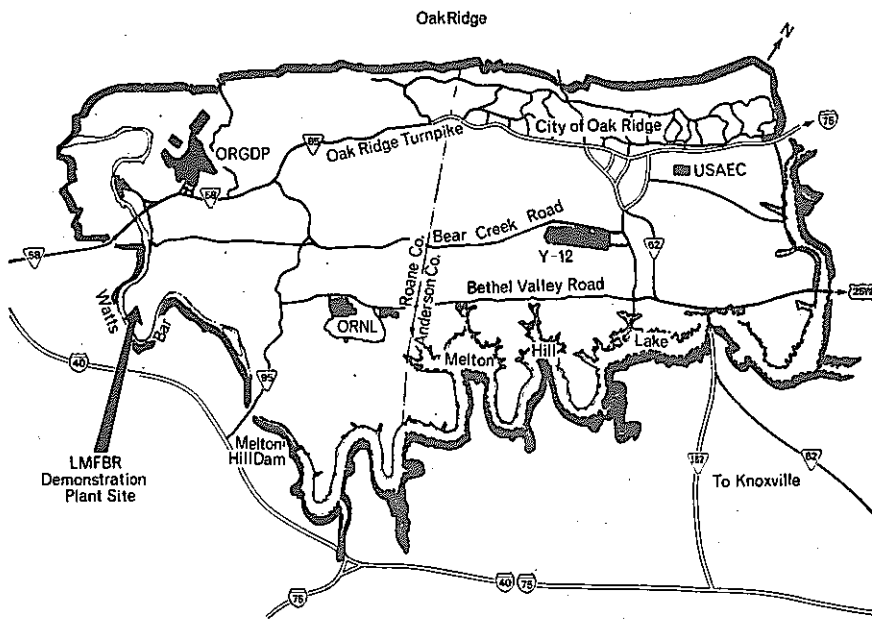


Fig. 1. Map of Oak Ridge area showing the location for the Clinch River BRP

Table 1 - Definition of responsibilities for the nuclear island

WESTINGHOUSE

- Overall integration
- Reactor and reactor enclosure systems
- Primary sodium heat transport system
- Containment structure
- Reactor support buildings
- Related control and instrumentation systems
- Overall plant control system

GENERAL ELECTRIC

- Intermediate sodium heat transport system
- Steam generator building
- Steam generator system
- SG auxiliary heat removal system
- Related control and instrumentation systems
- Piping and equipment electrical heating control system

ATOMICS INTERNATIONAL

- Reactor service building
- Sodium purification system
- Auxiliary liquid metal handling and service systems
- Radioactive waste disposal system
- Containment inerting and fire protection.
- Liquid metal leak detection systems
- Reactor plant maintenance system
- Fuel handling and reactor refuelling systems
- Related control and instrumentation systems

BURNS AND ROE

- Building electrical power and emergency power systems
- Plant service building
- Heating, ventilation, cooling, and air conditioning
- Related control and instrumentation systems
- Radiation monitoring

Table 2—Targeted schedule of project major milestones

• Submit Environmental Report	October 1974
• Submit Preliminary Safety Analysis Major—Report	December 1974
• Granting of Limited Work Authorization (Start of grading and excavation)	September 1975
• Construction Permit	August 1976
• Start construction of reactor containment building concrete mat	January 1977
• Complete reactor containment building	January 1979
• Set reactor pressure vessel	July 1979
• Start erection of turbine generator	February 1980
• Start sodium load	November 1980
• Start sodium system test	September 1981
• Start fuel loading	April 1982
• Criticality	July 1982

Table 3 Expenditure on LMFBR planned for fiscal years 1974 and 1975

Operating Expenses	(In \$million)	FY 74	FY 75
Fast Flux Test Facility (FFTF)		61.5	64.6
Clinch River Breeder Reactor (CRBR) - Development		10.7	45.4
Support Facilities		36.5	43.0
Engineering and Technology		94.5	101.5
Safety		26.2	36.7
CRBR Cooperative Demonstration Programme - Direct Assistance		13.6	14.0
TOTAL		233.0	305.2

2. LMFBR 燃料および材料の開発

G. W. Cunningham^(注), 米国原子力委員会

原子力は世界のエネルギー問題の解決に対して大いに役に立つ可能性がある。この可能性を実現させるためには、今よりもかなりコストの低いウランが発見されるか、あるいはウランに含まれているエネルギーがもっと十分に利用されねばならない。大量の低コストウランが発見される可能性は机上のものであって現実的ではない。増殖炉はウランの利用を30ないし60倍に増大させ、数百年に渡って十分なエネルギー源を提供する。さらに、増殖炉はウラン濃縮過程からでてきた大量のウランの“廃棄物”(大部分はU-238)に残っているエネルギーを引き出すことができる。

液体金属冷却高速増殖炉(LMFBR)は、その有望性と経験の基礎がある故に、大多数の工業化された原子力発電所のうちでも主要な原子力開発の試みとなっている。LMFBRにとって満足すべき大きな技術的挑戦のひとつは信頼性があり、経済的に競合可能であり、我国の核燃料保存に効果のある増殖炉燃料サイクルを開発することである。ロングレンジでのゴールは電力需要のダブリングタイムと同じ位の長さのプルトニウム生産のための増殖炉ダブリングタイムを達成する様努力することである。増殖炉のダブリングタイムとは、おおむね同じ様な別の原子炉に必要な炉心内および炉心外の核分裂性物質を供給するのに充分な過剰の核分裂性プルトニウムを増殖炉が生産するのに必要な時間の長さのことである。

ダブリングタイムを決定するのに役割を演ずる増殖炉の指標のひとつは“増殖比”である。この術語は原子炉の炉心が消費する以上の燃料を生産する際の原子炉の炉心の中性子に関する有効性を特徴付けるのに用いられる。増殖比は基本的には燃焼率に対する核分裂性物質の生産量の相対比として定義される。増殖比は、炉心内の燃料以外の物質および冷却材に対する燃料の量、原子炉のスペクトル特性(硬さおよび中性子束)、新燃料の生成におけるブランケットの有効性、サイクルあたりの燃料のバーンアップそしてこの他の増殖炉の複雑なデザインアスペクトの関数である。最近の原子炉と燃料装荷および再処理の技術を用いた増殖炉原子力発電所の場合、達成できる可能性のあるダブリングタイムは最近の評価によれば約25~40年である。少し技術的に改良された酸化物炉心ではダブリングタイムは約13~25年になるだろうし、炭化物または窒化物燃料および / または液体金属の代わりに気体冷却を用いる原子炉では10年以下になるだ

(注) U.S.AEC Assistant Director for Engineering and Technology Division of Reactor Research and Development U.S. Atomic Energy Commission

ろう。これら後者の選択については現在のところ大きな不確定性が存在しているがこの不確定性は現在進行中の広範な開発プログラムによって解決されるに違いない。

米国にとって、10年あるいはそれ以下のダブリングタイムが必要であると今まで言われてきた。¹ 別の資料²は15年よりは短くないダブリングタイムを示唆している。ダブリングタイムが約15年かあるいはそれより少し短い場合には、計画上のエネルギー資源に2000年までウラニウムやプルトニウムと同様に化石燃料の供給を考慮して電力の増加は年率5～7パーセントまで許される。ダブリングタイムを短くするためには、主として高い増殖比、核分裂性物質からの高い出力密度、高い原子炉稼働率、小さい炉外燃料インベントリそして低い燃料再処理損失が必要である。典型的な燃料システムに対して増殖比の関数としてダブリングタイムの範囲を図1に示す。ダブリングタイムは簡単な公式によっておおよそ評価できる。十分な評価のためには詳細なそして長たらしいコンピュータ解析が必要である。ある原子炉型に対する最終決定は、どういう燃料管理方式を採用したかということとを考慮に入れて、数年間実際の運転を行ったあとでできることである。

ダブリングタイムが小さいということは、常に原子炉内の核分裂性物質のインベントリもまた小さいということの意味する。したがって、ダブリングタイムが短いということは常にキロワット時あたりの燃料インベントリが低いという点において経済上の利益をもたらすプルトニウムの供給とウラニウム資源に対する全要求量を最小限にするという結果につながる。図2は増殖炉が我国の核燃料資源を保存する能力がダブリングタイムに対して過度に敏感ではなく、また電気需要量のダブリングタイムより長いダブリングタイムの初期型増殖炉でさえ原子力発電産業から要求される U_3O_8 を劇的に減少させるだろうということを示している。

しかし、ダブリングタイムの広い範囲に渡って増殖炉は国家に利益をもたらすはするが、増殖炉のダブリングタイムは可能な限り短かくされることが明らかに望ましい。炭化物および窒化物の燃料が開発され使用された場合は10年以下のダブリングタイムが予想される。長い期間の後には、その様な短かいダブリングタイムは増殖比とダブリングタイムに関して原子炉のパフォーマンスを緩和できる様な過剰の燃料準備量をもたらすかもしれない。このことは原子炉を簡素化しキャピタルコストを減少させる機会を作り出すに違いない。改良型燃料システムの開発は現在の酸化物燃料システムによって与えられる技術基礎に頼ることになるだろう。目的はLMFBRにおいて高増殖比と低インベントリを達成することである。重要な初期の開発努力のいくつかは、スウェリング特性と燃料被覆材の炉内クリープ挙動の改善、燃料被覆管の厚さの減少、そして混合酸化物燃料のより大きなバーンアップおよびより大きな出力率の達成に関係するものであろう。改良型燃料の開発を通じて増殖比の改善は並行したしかし長くかかる作業となるだろう。基準燃料（訳注）および改良型燃料のパラメータの比較を図3に示す。

改良型燃料に関する米国の開発プログラムは広い範囲に渡っている。これには炉内燃料被覆材

および燃料ダクトへの応用として使用するのに最適な構造材用合金の開発、改良型燃料物質（特にU-Pu混合窒化物および炭化物燃料）の評価、改良型中性子吸収材の研究、そして改良型燃料と被覆材料が完成したときにそれらの利用を促進する様な炉心工学上の改良が含まれている。

改良型材料

増殖における最も重用な短期間での進歩は炉内クリープ特性の良い低スウェリング合金の開発によってなされる。二つのアプローチが使用されるだろう。

- 炉外イオン照射や中性子照射試験の様な、高速炉環境における材料の挙動に影響を与える物理現象の理解を増進させる理論的アプローチ
- 選択試験によって有望性が示された工業用合金の評価と改善

Advanced High Breeder Fuels Programmeの目的は高バーンアップ能力、許容できる製造特性、そして10年以下のダブリングタイムを達成できる潜在的可能性をあわせもつ炭化物および窒化物燃料の開発である。現在実施している開発作業によって更に改良された燃料材料の信頼できる性能が保証されるであろう。開発プログラムは、ダブリングタイムを最短にする為に設計された燃料ピンの特性を設計の承認およびqualificationに先立って徹底的に原子炉内で評価するために原子炉炉心設計解析と密接に関連付けられている。

Advanced Absorber Materials Programmeのプログラム目的はLMFBRに应用するための改良型吸収材料とその設計を提供することである。ユーロピウム酸化物(Eu_2O_3)が調査されている。これの大きな長所はユーロピウムが中性子を吸収した時、それが娘核に崩壊し、それがまた良い吸収材であり、その結果寿命が増加して交換回数が少くなるということである。ユーロピウム制御棒の他の可能性のある長所は原子炉内でのトリチウム生成が大きく減少するという点である。

炉心工学プログラム

ダクト内の燃料束の弾性とコンプライアンスを増加させる為に改良型ワイアラップ燃料スペーサの設計が開発中である。もう一つのプログラムの目的は、現在の設計において燃料束とダクトの間を流れる少し多めの冷却材を減少させ、それによって燃料束それ自身の中の有益な流れを増大させる方法を発見することである。これによって最大被覆材温度は減少し、燃料寿命は延びるであろう。グリッドをスペーサとした燃料の開発のためのプログラムは現在のワイアラッピング燃料の設計に対して改良されたものの開発に焦点がしぼられている。グリッドスペーサは個々の燃料棒を個別に支持するので、冷却材流の各チャンネルでの制御を最適化することができ、流れの誤配分やホットスポットの効果を減少させる。この概念はまた材料スウェリングやデイメンションの変化を調節することができる。

LMFBRの設計の為のより良い解析手段を提供する為のプログラムが現在進行中である。一つの目的は炉心機器や特に燃料棒の解析のための確率論的方法の開発であるが、これによって物理的デimeンション、材料特性、そして環境条件に付随する不確かさに対して十分な設計余裕が与えられていることを確認できる。また、実験データと理論解析に基づいた材料の損傷と破壊に関する現在の知識を統合して炉心機器の設計のための最適クライテリアの開発が行われており、特に被照射材料の挙動に重点がおかれている。これらの提案された設計クライテリアを確証し、これによって高温、ナトリウム材料移行効果、高レベルの中性子照射損傷にさらされる炉心機器の設計を最適化するための信頼できるひと組のルールを確立する追加試験プログラムが実行されるであろう。

基準燃料システム計画

初期のLMFBRにおいて混合酸化物基準燃料システムを使用するのに必要な技術を確立することが燃料開発プログラムの基礎である。基準酸化物燃料システムプログラムの現在の大きな目的は次のとおりである。

- 厳密に定義され理解されたステンレス鋼と混合酸化物の特性に基づく高性能の酸化物燃料システムの設計と開発。これにより、炉心の中性子特性が改善されることによつて、またより高い平均出力密度で運転されることによつて燃料ダブリングタイムを大いに短かくすることができる。
- 設計余裕と改善のためのポテンシャルをはつきりと決めるために現在の燃料設計における保守性の度合を確立する。

基準材料

基準被覆材用および炉心構造材用合金プログラムの目的は、基準合金316ステンレス鋼の潜在している性能をはつきりと見定めその全てを引き出すことである。最近の燃料設計温度条件や特に炉内でのスウェリングとクリープに重点を置いた照射条件でのこの合金の冶金学的特性や挙動に関して最終的なデータが開発中である。

このプログラムはまた、データに相互関係をもたせ中性子照射による基準合金の冶金学的特性の変化と挙動を予測するための照射損傷関数の開発も含んでいる。今までの作業によれば、限られたデータに基づく予想と違って冷間加工の316ステンレスは $6 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ meV}$)までのフルエンスに対してスウェリングを起こさない事が示された。 9×10^{22} の被曝に対して緩やかなスウェリングが発生したにすぎない。しかし、FFTF設計被曝量は 13×10^{22} で、近い将来のLMFBRに対しては 25×10^{22} であり更に進んだLMFBRではもう幾分高い。

試験はまた照射によつて引き起されるクリープはストレスのレベルとフルエンスに比例し温

度には無関係であること、そしてクリープはスウェリングの程度が大きいと更に強められることを示している。

基準制御棒ピン

基準吸収材制御棒ピンプログラムの目的は初期型LMFBRのためにステンレス鋼クラッド、炭化ボロンを用いた吸収材ピンの性能を十分に確立することである。プログラムにおいては、炭化ボロンの特性と挙動を測定する。測定項目としては被曝レベルや運転温度等の運転パラメータの関数としてのヘリウムガス放出、トリチウム保持、スウェリング率、そしてポイズンと被覆材とナトリウムの共存性がある。

今までの作業によって基準設計吸収材制御ピンが設計条件を満足することが示された。ヘリウムガス放出はあらかじめ計画された量よりもかなり少く、また改良型吸収材ピンの寿命も明らかになったが、ただしこれはより本数が少く直径の大きな吸収材ピンを用いた結果である。また、運転中に生まれてくるトリチウムの大部分も炭化ボロン中にとどまるものと考えられる。

半径方向ブランケット棒

半径方向ブランケットプログラムの目的は初期型LMFBRのための半径方向ブランケット棒の性能を決定し確立することである。LMFBR用混合酸化物燃料ピンの為に開発された設計手段を用いた今までの作業によって、基準設計によるステンレス被覆の酸化ウラン半径方向ブランケット棒の性能に何ら大きな不確かさが存在しないことが示された。

増殖ゲインの更に大きいウラン炭化物ブランケット棒の可能性を予備的ベースで評価したが、その結果は更に原子炉設計評価を進めて良いと考えられる程に充分有望な様に思われる。

基準燃料要素

基準混合酸化物燃料ピンプログラムの目的には製造設計、解析そして燃料ピンの全体試験が含まれるが、この試験はバーンアップ性能と限界性能と定常状態および非定常条件のもとの被覆材の破損のモードとその結果について深い理解を得るためのものである。プログラムの目的はまた酸化物燃料の固有の性質や挙動、たとえば燃料と被覆材の相互作用やピンの内部での燃料成分の輸送を支配しているメカニズムを決定することを含んでいる。また、放射能の強い同位体を大量に含んでいるLWRのプルトニウム燃料のストックを利用する為の製造のプロセスと技術も開発されるであろう。プログラムはまた、増殖ゲインが大きくダブリングタイムの短い高性能酸化物燃料の開発の為の基礎となるデータを提供しつつある。今までの作業によって酸化物燃料が現在の設計条件および目的性能を満足すること、そしてさらに高い増殖ゲインが得られる可能性が充分にあることが示されたが、これは酸化物燃料に基礎を置いたより比出力の大きなそしてダブリ

ングタイムの短い原子炉設計につながるものである。たとえば、現在のピン設計の熱的性能を評価するために行った最近の試験によれば、新燃料ペレットと被覆材の間の半径方向ギャップをせばめるための短期起動 (< 10日) は他の燃料ピンの設計および運転クライテリアを何ら変更することなく比出力性能を少なくとも20%増加させることが示された。原子炉プラントの除熱能力に余裕があると仮定すれば、この保守的な設計の燃料のダブリングタイムはそれによって20%短くできるだろう。

1,200以上のカプセルに詰められていない混合燃料ピン、これらは設計的にもまた材料のうえからも広範に渡っているが、この照射をEBR-IIで実施し成功した。168,000 MWd/tに達するバーンアップレンジが得られ、全体のうち225本以上のピンはFFTFの設計最大バーンアップレベル80,000 MWd/tまであるいはそれ以上までの試験に成功した。設計余裕を確立するための破損試験計画で計画された静的実験を行った結果、予想された様に、被覆材の破損モードは破損の伝播をとまらぬ様な悪性のものではないことが示された。試験によって発生したヘアラインクラックは大変小さく、拡大して目視検査をやっても殆んど発見できない。(大抵の場合に殆んど不可能であった。)

再処理と再加工の開発研究が中性子とガンマ線照射レベルの測定と結びつけて実施されており、開発パイロットラインには高同位体濃度のプルトニウムが存在しているが、この研究の目的はLWRとLMFBRから出てくるプルトニウムを処理できる加工工場の設計の技術的基礎を提供することである。放射線のタイプとレベルが再加工パイロットラインのクリティカルセクションに対して決められるであろうし、そして再処理のある部分は機械化されつつあるが、これは将来において材料処理量の大きい工場への商業的適用の為の基礎を提供することを目的としている。燃料ピンの上部プレナムではなく下部ガスプレナムの値が明確に決められたが、これはさらに試験されることになっている。この潜在的な変化は燃料ピンの寿命を約40パーセント増加させるであろうし、また同じバーンアップに対して被覆材の厚さを十分に減少させることができ、これによって増殖ゲインを増加させダブリングタイムを短くすることができる。

非定常状態における燃料特性や燃料と被覆材間のアタックそして気体放出を支配している本質的な現象の研究が、燃料と被覆材間のアタックを制御することを実証するための実験を含めて、実施された。これらの技術的研究の結果は現在および将来の改良された酸化物燃料ピンの設計と開発の活動にいかされる。

改良型炉心の概念設計研究が高性能酸化物開発プログラムにガイダンスを提供するのを目的として実施された。システムと炉心の設計変更をとまらぬ増殖ゲインと比出力の改良についての原子炉システム-炉心設計 sensitivity 解析と燃料ピンの設計 sensitivity 解析を組み合わせる作業が進められているが、これは実験の優先権を技術的長所、成功の可能性そして試験の複雑さと期間の評価に基づいて決定できる様にすることを目的としている。

材料の開発

改良型燃料の性能を補足することを目的として、更に進んだ技術材料の開発とともにより大きな機器や改良型システムの開発と試験のための技術的基礎を確立するための作業が行われている。さらに広範囲な作動条件を満足しうる能力を持ったもつと大きな機器が、プログラムの為に計画されたより大きなそしてより進んだプラントの為に必要であろう。さらに、エンジニアリングとコンポーネント工学の理解を促進させ、原子力工業が充分にそれを利用できる様にするための設計と解析の方法が開発され、試験され、そして文書としてまとめられるであろう。

LMFBR 材料

種々のフェライト鋼が蒸気発生器の材料に選ばれたが、これは同じ様な温度形態のもとで運転されている化石燃料発電所の蒸気発生器においてそれらが広くそして不都合なく適用されてきたからであり、またそれによってこの合金に応用できる関連技術が豊富に存在するからである。この鋼と2次ナトリウムループの他の部分で用いられるオーステナイト鋼との共存性は長期に渡るナトリウムループ試験とナトリウムループ中でのこれらの鋼についての機械的特性試験によって確認されつつある。さらに、フェライト鋼製蒸気発生器の蒸気腐食に対する正確な設計余裕が初期のLMFBRで予想される実際の環境条件を模擬した試験によって決定されつつある。

構造材料の機械的特性の評価が進められているが、これはコマーシャルベースで手に入る材料の性質と挙動についての理解を深めることを目的としており、これによって合金の潜在的能力を全て引き出して現実のものとし、また将来の原子炉や他のエネルギーシステムが必要とするさらに厳しい条件を満足できる材料を見つけ出しあるいは開発することを目的としているのである。重点はまず第一にコマーシャルベースで入手できる材料の特性に置かれてきた。これらのデータは設計のグレードを上げ、設計を簡単にするのに使用されている。改良型合金は摩擦と摩りうの試験で評価されつつあるが、その目的は金属と金属の可動の接触面を有する大型ナトリウムシステム機器の為により良い性能とより高い信頼性を開発することである。

設計手法の開発

改良型原子炉プラント機器は複雑な負荷を担って、そして持続し変動する高温のもとで長期に渡って運転される。これらの原子炉の運転の安全性と信頼性を確保する為に、設計者は材料と機器の性能が時間の経過とともにどの様に変化するかということについて正確に予想できねばならないが、中でもクリープ挙動やクリープと疲労の相互作用が重要である。限られた経験ベースでも設計者は保守的なパラメータと手法を用いることによって安全性と信頼性を満足させられるが、改良型原子炉の条件のもとで使用される材料の挙動がhigh priority programmeによって更に正確に決定されつつあり、これによって設計と安全の余裕をもつと妥当な値にすることができる。

これらの高温設計手法は、もし間に合えばであるが、より信頼性があつてより安全な設計を実現できるということが示された。複雑な応力解析が必要な問題がある様な分野での設計は可能である。しかし、この場合に経費がかかる詳細な応力解析を行いたくないのであれば、改良された設計手法とクリープ挙動やクリープと疲労の相互作用についてのより良い知識が必要である。

燃料リサイクル

前に述べた様に、ダブリングタイムは燃料の炉外放置時間と再処理損失に大きく依存する。これらの関係を図4に示す。燃料リサイクルプログラムの目的は、安全で、信頼性があり、速やかに経済的な高速炉燃料のリサイクルによって燃料の炉外放置時間を最小にするための技術の基礎を提供することであるが、このために非照射燃料を用いる工学スケールと被照射燃料を用いるホットパイロットプラントの両方について、ある特定の運転とプロセスの実証を行う。LMFBRの使用済燃料を充分確立されているPUREX溶媒抽出システムによって取り扱うためのキープロセスの研究室規模のあるいは bench-scale の技術の開発が進展し、さらに大きな規模の技術実験に進むべき段階にさしかかっている。工学規模での調査が多分必要であると考えられる様なある特定の問題領域が、再処理過程の初めの段階に存在しているが、それらには燃料の切断、溶解、そして voloxidation が含まれている。また、もし核分裂生成物を崩壊させるためのホールドアップを最小限度に限って、そのあと使用済燃料の再処理をすることになるのであれば、プラント設計においてヨウ素を最大限に除去するための特別な工夫をしなければならぬ。これらの設計が実際にうまく働くことを、商業プラントへの応用に先立ってホットパイロットプラントで実証しなければならぬ。ホットパイロット再処理プラントのための技術開発作業と予備設計が行われつつある。

結 論

LMFBRが完全に開発されて我々の計画しているエネルギー需要量を満たすために応用される様になるまでには、明きらかに多くの困難なハードルを越さなければならない。広い領域に渡る包括的な調査開発計画が米圏や他の国々において存在しており、確認された種々の重要な問題の解決を目指している。米国の Experimental Breeder Reactor II (EBR II) や英国の Dounreay Fast Reactor (DFR) そして Prototype Fast Reactor (PFR) そして仏国の Phenix 炉の順調な運転の長い歴史は、開発計画による多くの良い結果とともに、我々の目的が達せられるであろうということに対して大きな保証を与えている。

米国では、電力会社が LMFBR を商業規模の発電プラントに採用するよう働きかけるのに先立って、種々の問題領域の多くを解決する作業や詳細な LMFBR の技術的基礎を確立する作業が進行している。

この様なアプローチはこれらのプラントの建設のための資金を提供せねばならない電力会社に対して技術的リスクは充分小さくLMFBRの採用が正しいものであることを実証する必要性からでてきたものであり、また基礎的技術の欠除に起因する技術的失敗が有望な概念を放棄せしめるに到った原子炉開発の初期における失敗から学んだ教訓から出てきたものである。

(訳 注)

本章では、現在のFBRに用いられている一連の酸化燃料や炭化ボロン吸収材に対して、reference fuel, reference absorberという語を用い、これらに対して、ダブリングタイムを短かくする炭化物燃料、窒化物燃料あるいは寿命の長いユーロピウム酸化燃料等の、FBRの最終目標あるいは最終形状であると考えられる材料に対して、advanced fuel, advanced absorberという語を用いている。改良としてとらえている一連のadvanced materialsに対する基準という意味でreferenceという語を用いていると考えられるので、referenceを基準と訳した。

参考文献

1. Report of the Cornell Workshops on the Major Issues of a National Energy Research and Development Programme, published by the College of Engineering Cornell University, Ithaca, N.Y., December 1973.
2. Jordan T. Weills, Toward a Quasi-Steady State Energy Supply, Nuclear News, November 1973.

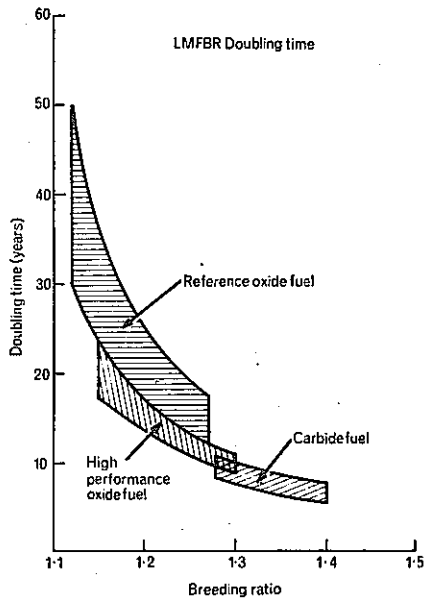


Fig. 1. LMFBR doubling time as a function of breeding ratio.

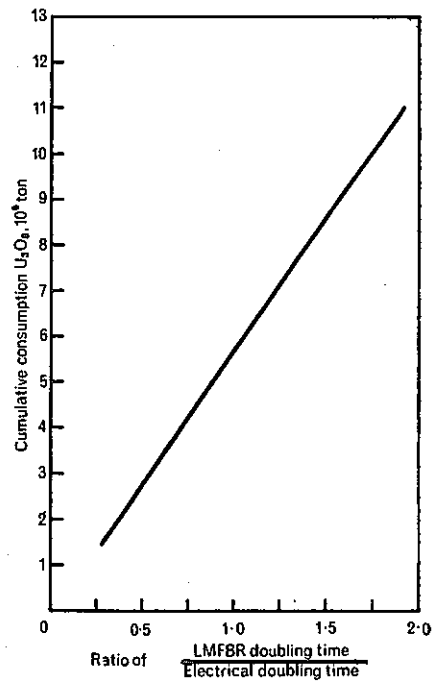


Fig. 2. Effect of relative doubling times of LMFBR and electrical load growth on cumulative uranium consumption through to the year 2030.

(Note: Consumption of U_3O_8 with only converter reactors—with recycle 14.2×10^6 ton; without recycle 17.6×10^6 ton.)
 *Based on electrical load growth of 6.1% per year equivalent doubling time is 11.7 years.

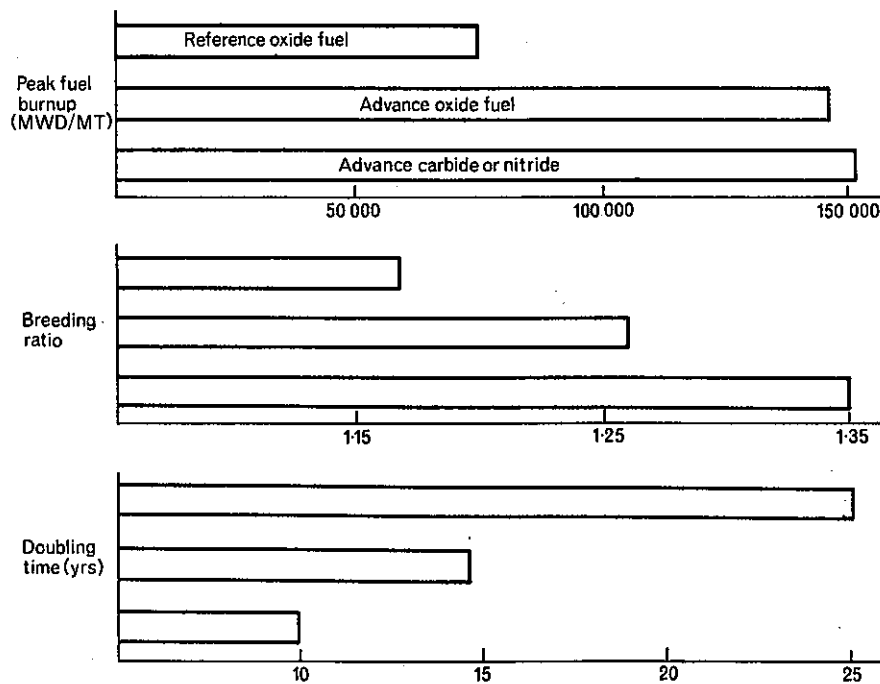


Fig. 3. Comparison of reference and advanced fuel parameters.

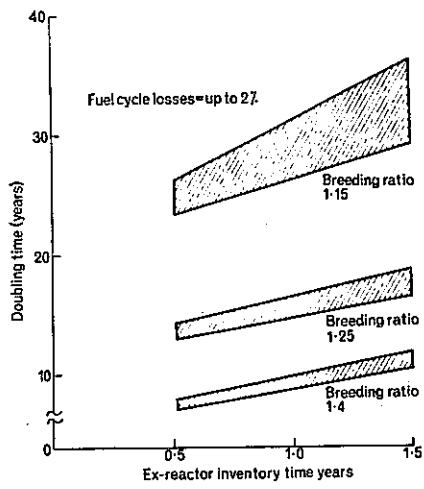


Fig. 4. Influence of ex-reactor plutonium inventory time on doubling time.

3. Clinch River 増殖炉プロジェクトの nuclear steam supply system

W. M. Jacobi (プロジェクトマネージャー),
ウエスチングハウスエレクトリック社

CRBRプラントは1972年11月22日に設計段階に入ったが、この時U.S. AECとプロジェクト マネージメント コーポレーション (PMC) とは共同声明を出し、ウエスチングハウス社の新型炉部を主メーカーに選出し、プラントの nuclear steam supply system の設計、据付と設備の全体計画およびプログラム遂行上でPMCを補佐することに主責任を持たせた。

初期作業に対する認可はPMCからウエスチングハウス宛に出された1973年2月19日付の契約文書によって公式になった。ここでは、ウ社は他の2つの原子炉メーカー、即ちロックウェル インタナショナル社のアトミックスイタナショナル部 (AI) とジェネラルエレクトリック社 (GE) の増殖炉運転部とを認めることにもなっていた。1973年2月に、AIとGEのエンジニアリングチームの代表者がウエスチングハウスとの協同作業を開始した。1973年10月10日、全体設備の図面が完成し検討用として提出された。

1973年から1974年初めにかけてCRBRプロジェクトの参加者が行った作業の結果、プラントのシステム設計評価が完了し、1974年3月1日にPMC/AECとの間で重要な参考設計決定について合意に達した。この評価期間中にプロジェクトのガイドラインが再評価され、システム設計が多数簡素化された。表1に重要なプラント設計上のガイドラインを示す。CRBRプラントに関する参考設計は確定されており、以下に記述説明する。

CRBRプラントの基本設計は、劣化ウランからなるブランケットで囲まれたプルトニウム-ウランの混合二酸化物炉心を有する975MW(th)出力のナトリウム冷却原子炉と、350MWeの正味電気出力を出す熱移送系および出力転換系とから構成されている。熱移送系の特徴は3ループからなるバイブループ設計と再熱なしの強制再循環の蒸気発生器を用いていることであり、この蒸気発生器は従来型の多段再生式給水蒸気サイクルに連結されている。

nuclear steam supply system (NSSS) の主系統は次の通りである。即ち、原子炉、原子炉容器系、Na熱移送系、蒸気発生系、補助系、全体的なプラント制御および保護系、およびプラント構造物である。補助系には液体金属取扱系、希ガス取扱系、それらの供給、純化系、放射性廃棄物処理系、液体金属漏洩検出系、配管や装置に沿わせた電気ヒータ、燃料交換系、放射線モニタリング系、プラント保守系が含まれる。これらの系統を設計する場合には、高速増殖炉を30年間の使用環境において安全かつ信頼度高く運転するために、放射性物質の排出を実行可能

な限り低くし、影響を最小にすることを建設、運転の最大の目的とする。Fast Flux Test Facility (FFTF) で得られた技術と経験をできるだけ最大限に利用する。

原子炉および原子炉容器系

原子炉系統は炉心と、ブランケットと、制御機構と、炉心支持拘束機構と、それに関連する遮蔽装置、計測装置とからなる。これら全てが原子炉容器内に収められ、制御棒駆動機構と燃料交換孔がこの容器の蓋を貫通してのびている。表2に主要な原子炉パラメータを示す。

冷却材のNaは図1に示す容器の底部近くにある入口プレナムへ入って、炉心支持板内に設けられた61コの入口モジュール内を上方へ流れる。各モジュール内の流れは7本の原子炉集合体に配分され、各集合体内を上方へ流れて炉心上部機構の上部セル構造物の中へ流入する。それからチムニー(chimney)延長体が高温Naを上部プレナムの中へ放出し、そこでNaは混ざり合い、炉容器出口ノズルを通して出てゆく。半径方向の温度分布を平坦にするために、炉心には5層、ブランケットには4層の流れ領域がそれぞれ設けられている。全流量のうち8.0%のNaが炉心を、1.2%が半径方向ブランケットを、2.5%が制御棒領域をそれぞれ通過し、残りは遮蔽体を通ったり、バイパスしたり逃げ出したりする。各々の燃料棒、半径方向ブランケット、制御機構はそれ自身の重量に対して流水力的に下方へむけて保持されている。このホールダウン機構のための機械的な後備装置が炉心上部機構に設けられている。炉心拘束機構は固定外周形成体をもっており、それによって炉心構造物はactive coreの上部二箇所と下部支持板で横方向に支持される。

燃料集合体は198本あって、長さ180インチ(457.2 cm)の六角柱形状をしており、4.76インチ(120.9 mm)ピッチの三角格子状に配置され、円筒状の2領域炉心を構成している。内側領域は108本の集合体からなる円筒形状であり、より高濃縮の90本の集合体とその周りを取囲んでいて、より平坦な出力分布が得られるようになっている。各々の初期炉心燃料集合体には217本のステンレス鋼被覆の燃料ピンが三角格子状に配列されており、そのピッチは燃料ピン全長に対するらせん状のワイヤ巻によって確保されている。この後の炉心はグリッドを用いた集合体を用いることになるであろう。被覆管内には高さ36インチ(914.4 mm)になるようにPuO₂-UO₂の混合燃料からなる焼結燃料ペレットが積まれている。燃料ペレットの上下には14インチ(355.6 mm)高さの劣化UO₂からなるブランケット領域がある。残りの長さ部分は核分裂生成ガスのプレナムと、遮蔽体と、出入口のノズル部分が占めている。入口ノズル集合体は位置づけの際に区別できるようにするため、また流路閉塞の可能性を最小にするための多数の流路を形成するために設けられており、他方、出口ノズルはNa流を上部プレナムへ流出させるためと、また各種型の集合体どうしを区別するために設けられている。

炉心の周囲には150本の半径方向ブランケット集合体が取囲んでおり、それらは燃料集合体と

同様な六角形状をしている。各ブラケット集合体にはらせんワイヤ巻きになった61本の燃料棒が三角格子状に配置されている。このステンレス鋼製の被覆管の中には64インチ(1,625.6 mm)高さの劣化 UO_2 ペレットが積まれている。残りの部分は燃料集合体の場合と同様な目的を有した核分裂ガスプレナム、遮蔽体、出入口ノズルとが占める。ブラケット集合体は分裂性のプルトニウムを増殖したり、熱発生したりする他に、その周囲の構造物を中性子吸収、反射によって遮蔽する役割も有する。

ブラケットの外側には同一の六角形状をした取外し可能な半径方向遮蔽集合体324本が取囲んでいる。各遮蔽集合体には六角形のステンレス鋼板が積上げられていて、その中央部にNa流路が形成されている。このような構造は炉心拘束機構によって要求されるような比較的屈曲性のある構造となっている。

全体的なプラント停止の信頼性を得るために2つの独立で、異った原子炉停止機構、即ち1次制御装置と2次制御装置が設けられている。どちらの制御装置によっても、相手方の装置が完全に操作不能になったり、また健全側装置の内、最大の制御棒ワースを有する制御棒が炉心外で引っかかっても、原子炉を停止させることができる。両制御装置とも、可動性のある B_4C のピンバンドルを収納した、一般的な六角形状の、Na冷却による制御棒集合体を用いている。原子炉の起動、燃焼補償、および負荷追従のための1次制御装置として15本の制御棒集合体が、またもう一方の停止機構としての機能を有する2次制御装置として4本の制御棒集合体が設けられている。

各制御装置は制御集合体と、制御棒駆動棒と、制御棒駆動機構とから構成される。1次制御集合体の通常挿入は制御棒駆動棒のリードスクリーに対して押込み型のロータローラナットを磁石によって嚙合わせて行なう。スクラム時の制御棒挿入はステータを無励磁にしてローラナットを外し、ばねの力で初期的に加速し、重力落下で行う。第2次制御装置においては、空気圧を解放することによって制御棒を支えているラッチを外してスクラムさせる。流体力学的な補助装置が制御棒を炉心内に挿入させる。2次制御集合体の引抜きは移送台車を備えたツインボールねじによって行なわれる。

原子炉組立体の支持位置決めと拘束とは上部および下部の炉内構造物によって行なわれる。下部構造物は入口モジュールを挿入された炉心支持板とその垂直方向延長部の炉心バレルとからなる。この炉心バレルは炉心より上部および出口ノズルのところで炉心形成リングを支持し、固定遮蔽体と、燃料集合体の移送、貯蔵容器とを支持している。拘束の概念は限定された自由屈曲型炉心に基づいている。熱と放射化による材料への正味の影響と、炉心を介して2つの形成リングへ及ぶ荷重伝達とによって、燃料集合体はS字型に屈曲する。集合体の入口ノズルは入口モジュール挿入孔の中で自由に回転できるようになっている。このことによって炉心燃料集合体の動きと、その結果生ずる反応度付加は制限される。原子炉容器頭部からつるされた上部炉内構造物は炉内計測装置の位置決めおよび支持と、制御機構の心合わせおよび保護と、流体力学的バランス

機構に対するメカニカルバックアップと、流れの層流化を最少にするための炉容器出口プレナムにおける流れ制御とを行なう。

原子炉容器系は原子炉を閉じ込め、熱輸送系との境界面を形成するものであり、原子炉容器と、ガードベッセルと、容器頭部と、頭部作業エリアとから構成される。ステンレス鋼製の原子炉容器は原子炉構造物を支持し、3つの1次Naループと共に流動Naの流路を形成する。原子炉容器はまた容器内のNaレベルより上におけるアルゴンカバーガス領域をも閉じ込める。原子炉容器の全重量は313トンで、内径243インチ(6.1722 m)で、高さは658インチ(16.7132 m)である。内部ダウンカマは高所配管設計によって不要になっているが、容器の壁は熱遮蔽体によって保護され、Naのバイパス流によって容器壁温は480℃に制限される。原子炉容器の周りをステンレス鋼製のガードベッセルが取囲んでいて、冷却材Naのリークを制限し、それを閉じ込めるようになっている。この設計によって、冷却材の流れはどのような条件下においても維持されることになる。

図2に示された原子炉容器の頭部は21.5インチ(546.1 mm)厚さの鍛造鋼からなり、遮蔽体、熱反射体、およびその下に吊るされたNa飛散防止板が備わっている。頭部は静止した外輪と3つの回転プラグとに分割されている。回転プラグは燃料取扱装置を全炉心集合体に位置づけるようにし、これによっていわゆる"under-the-plug"の交換操作ができるようにしている。大回転プラグには炉外移送装置のための孔があり、小回転プラグには炉内移送装置のための孔が設けられている。静止した外輪は炉容器と各回転プラグとを支える。ベアリングや、シールや、プラグ駆動機構は頭部本体よりも低い温度で作動できる様に、riserの上に取り付けられている。

ワイヤリング操作や、ガス配管布設や、燃料交換や、検査、サーベイランス、およびメンテナンスにあたっては頭部作業エリアから原子炉に近接できる。このエリア内にある主なものとしては、制御棒駆動機構、燃料交換装置、回転プラグ駆動機構、さらに原子炉と原子炉容器系とを維持しかつサービスするための付属装置がある。

熱輸送系

熱輸送系(heat transport system; HTS)は原子炉系とbalance-of-plant(訳注)の発電系とを結合する。1次系の、放射性Naは原子炉容器出口から3ループに分かれ、ホットレグ側ポンプを通過して中間熱交換器(IHX)へ流れ、逆止弁を通過して原子炉容器入口ノズルへ戻る。IHXは放射性の原子炉Naを非放射性の中間系Naから隔離し、かつ熱を伝達させる。さらに中間系のNaは1つの過熱器が2つの並列配置された蒸発器と直列に連なる蒸気発生器に流れる。コールドレグ側のポンプがこのNaをIHXへ戻す。この結果、図3に示したように、発電のための1,450 psig (102 Kg/cm²), 900 F (480℃)の過熱蒸気が1,112×10⁶ lb/hr/loop(8.42×10³ Kg/sec/loop)の割合で得られる。

1次系、中間系におけるNaポンプは垂直型、自由表面式遠心ポンプである。1次ポンプは450フィート(137.16m)の揚程ヘッドを有し、中間系ポンプは350フィート(106.68m)の揚程ヘッドを有する。それぞれのポンプは低流量の原子炉停止時のためのポニーモータを有している。ループの流量は可変的なポンプスピードによって制御される。

IHXは垂直型の、対向流型シェル&チューブ型ユニットで、高さ約46フィート(14.02m)、直径約9フィート(2.743m)である。1次Naはシェル側を下方へ流れ、中間系Naは、チューブ側を上方へ流れる。IHXの最少平均温度差は68.5F(20℃)である。屈曲性のあるベローズが、中心部のダウンカムと、その周囲の直管バンドルとの熱膨張の差を吸収している。チューブ側のNaの圧力の方が高いので、チューブリーク時にも放射性のNaを隔離しておくことが保証されている。

希ガス雰囲気によってNa火災による災害の可能性を最小限に抑ええることができる。原子炉容器とNaポンプ内ではアルゴンガスがNaの自由表面と接触している。1次系Naを流している配管は全て格納容器内の窒素ガス雰囲気の中に配置されている。中間系のNa配管はそれが剛的な格納容器貫通部を出るまでの部分は全て格納容器内の熱輸送系室内を走っている。中間系配管と機器とは、その後は、頑丈な空気雰囲気室あるいは構造物内に収納される。

図3に示された蒸気発生器の過熱器モジュールと蒸発器モジュールとは、同様な"ホッケースティック"型設計になっている。中間系Naはシェル側を下降し、水、蒸気はチューブ側を上昇する。チューブバンドルが90度曲がっていて熱膨張の差を吸収する。蒸気ドラムから蒸発器へは再循環比2:1の割合で水が循環され、ここで50%の蒸気-水が作られて再び蒸気ドラムへ戻される。蒸気ドラムの中で蒸気と水とに分離された後、飽和蒸気は過熱されてタービンへ送られる。Naのドレン系が設けられていて、通常のNaの充填、ドレンを行なうだけでなく、蒸気発生器のリークを検出した時の緊急ダンプもできるようになっている。大規模なNa-水反応が生じた時にはディスク破断によって安全弁が作動し、圧力を減らし、IHXの外部圧力バウンダリーの健全性を保ち、IHXを保護するようになっている。

原子炉の通常停止あるいは緊急停止時の崩壊熱はポニーモータの回転あるいは自然循環による流れによってNa熱輸送系を介して蒸気発生器系へ伝達される。原子炉の炉心、IHXのチューブバンドル、および蒸気発生器モジュール間の相対的な高さ位置と、Naの流れ方向とは、ポンプへの電源が全て喪失した時でも、Na冷却材が自然循環できるように決められている。炉心とIHXチューブバンドルとの間の通常運転時の最少温度中心差は15フィート(4.572m)、IHXのチューブバンドル頂部と蒸気発生器モジュールとの間のそれは30フィート(9.144m)に維持されている。2/3出力運転時で2ループ運転していた時の崩壊熱除去を3ループの自然循環によって行なっても原子炉あるいはプラントの損傷は起らない。また、全出力運転時の後の崩壊熱除去を実効的な2ループの自然循環によっても行なえるし、また2/3出力運転時の後の崩壊熱除去を1

ループによる自然循環によっても行なえる。

崩壊熱は一旦、蒸気発生器系へ送られた後、普通は蒸気を主タービンコンデンサに注入することによって除去される。この他には、崩壊熱は大気雰囲気へ直接、蒸気発生器補助熱除去系 (Steam Generator Auxiliary Heat Removal System: SGAHRS) を介して放出される。この SGAHRS は 2 つのサブシステムを持っており、その 1 つは蒸気を大気中へ放出することによって熱を放出する短期熱除去系であり、他の 1 つは、蒸気を空冷コンデンサによって凝縮させる長期熱除去系である。

短期熱除去系は蒸気ドラム出口ヘッドに設けられた安全弁を通して 120MW の熱量を処理することができる。長期熱除去系は熱負荷が設計容量である 15MW/ループになるまでは大部分の熱負荷を徐々にではあるが処理することができる。各々の蒸気ドラムには 1 基の空冷の強制式ドラフトコンデンサが設けられている。この長期熱除去系は容量以下の場合には、凝縮水を重力落下によって回収し、自然の空気対流冷却によって、電源がなくとも運転することができる。追加すべき水は補助給水系から供給される。

補 助 系

NSSS の中心である原子炉および熱輸送系を補助するものとして 8 つの補助系が設けられている。有機流体を用いる補助冷却系が冷却装置のために設けられている。放射性廃棄物処理系は、液体および固体の放射性廃棄物を集め、貯蔵し、放射能チェックをし、缶詰めにし、移送するために設けられる。居住性や、快適な冷房、熱除去のために、暖房、換気、空調系が設けられている。

火災防止と防護のためにプラント火災防護系がある。不活性ガス系の部屋および機器は再循環ガス冷却系によって冷却される。補助液体金属系は Na や NaK の受入れ、取扱、貯蔵、および純化を行う。一方、不活性ガスの取扱、純化および NSSS の真空引きのために、不活性ガス受入、処理系が設けられている。最後の 1 つは純度監視、分析系であり、プラントの液体金属およびアルゴン系のサンプリングおよび分析装置から構成されている。

制御系および保護系

プラントの制御および保護系は NSSS の全システムを結合し、それを balance of plant (BOP) に連結するためのものである。制御系は原子炉の起動や、各種出力レベルでの運転や、負荷変動や、原子炉停止の時に、望み通りの出力、温度、圧力、流量、および原子炉条件に保つための手動および自動の制御装置からなっている。図 4 にプラントの簡単な制御系の概略図を示す。自動制御は原子炉追従モードあるいは負荷追従モードである。

これらの機能を果たすために 2 つのレベルの帰還系がある。スーパーバイザー制御系 (トップレ

ベル)は部分負荷運転に対応する温度、出力、流量、圧力のそれぞれの設定値を決定するために、自動的な負荷の移行要求信号あるいはプラント運転員が定めた原子炉出力信号を利用する。次にこれらの設定値は望みのプラント状態に到達させるために、原子炉制御装置およびNa流量制御装置(セカンドレベル)に対する入力となる。この制御変数は原子炉出口温度と、中性子束と、3ループの1次および中間系Na流量ならびポンプ回転数と、IHXの1次系出口温度と、タービン制御弁における蒸気圧力、温度とである。

プラント保護系はプラントの故障状態を仮定して、その結果が、原子炉トリップや、Naポンプトリップ、あるいはタービントリップ、また格納容器の隔離、あるいは崩壊熱除去により、燃料破損や、温度の過度変化、あるいは放射能の放出に関する仕様限界を超過しないようにするためのものである。このプラント保護系は原子炉停止系、格納容器隔離系、および崩壊熱除去系からなる。機能的にいうと、この系統は全ての計測チャンネルと、電源と、論理装置、および上記の系統に関連するリレーなども含む。この系は完全に自動的であるが、保護機能の手動装置も設けられている。プラント保護系の効果および信頼性を確実なものにするために、適当な冗長性、多様性、検査可能性、試験可能性、および保守的な設計余裕が備えられている。

NSSS 構造物

図5はここで述べたようなNSSS系統を収納するための建家の配置を示している。原子炉格納建家(reactor containment building:RCB)と、原子炉付属建家(reactor service building:RSB)と、制御建家と、ディーゼル発電機建家はRSBの廃棄物関係領域を除いて、全て耐震カテゴリーIになっている。これらの建家は全て、厚さが6ないし10フィート(1.83ないし3.05m)の共通の原子炉基礎マットの上に位置している。

これらの建家の内で最も大きくかつ最も複雑なのはRCBである。格納構造物は1.5インチ(38.1mm)厚さの自立式円筒状鋼製容器で、操作床より上は半球状ドームになっていて、地面より下には二つの3フィート厚さ(0.92m)のコンクリート壁があり、鋼製の底部ライナがほどこされている。この全体的な寸法は直径が186フィート(56.693m)、底部ライナからドームの頂部までの高さは253フィート(77.114m)である。

格納構造物は10psig(0.703Kg/cm²)の内圧、地震荷重、回転方向に290マイル/時(130m/秒)で前進速度70マイル/時(31m/秒)の竜巻や、これに関連した仮想ミサイルを受けても大丈夫な様に設計されている。設計漏洩率は1日当り0.1%以下である。燃料交換やメンテナンスのためにRCBとRSBとは44.5フィート(13.563m)直径の機器ハッチによって連絡される。

要 約

原子炉容器や、IHXポンプや、蒸気発生器からなる主なプラントコンポーネントに関しては主

要メーカーとの間に設計契約と解析契約ができています。概念設計と予備設計は、原子炉容器とIHXのための長尺の主要材料が発注され、原子炉容器と格納容器とは入札時期にあり、また多数の装置仕様が承認段階にある、という点にまで進んできています。

世界規模での液体金属高速増殖炉の経験と、新しい技術とを組み入れた本作業の全体的な集積は、クリンチリバー増殖炉プラントからのチャレンジであった。まだまだ多くの設計作業が残っている。ここで述べている参考設計はこれらの作業の基礎となるものである。

(訳注)

PMCとTVAがNuclear Regulatory Commissionの規制法10C.F.R.50.33に従ってNRCに提出した資料“CRBRPの概要”(Docket-50537-1)の添付資料A(AT(49-18)-12)の4ページに次の様な定義がある。

“BOP”はBalance of plantを意味する。BOPは次の(a)～(f)より成り立っている。

- (a) 蒸気タービンと復水器、さらに関連する蒸気、給水および補助のシステム
- (b) 発電機、スイッチヤードおよびこれらから送電線に接続するまでの関連電気機器
- (c) 熱除去装置
- (d) 関連する支持および補助のための機器、装置および構造物
- (e) 一般的なプラント補助用機器、装置および構造物
- (f) 必要なプラントの整備ならびに蒸気を受け入れて発電し、現在あるTVAの電力網に渡すのに適した形に電気を変換するのに必要な他の全ての関連する補助機器および装置。

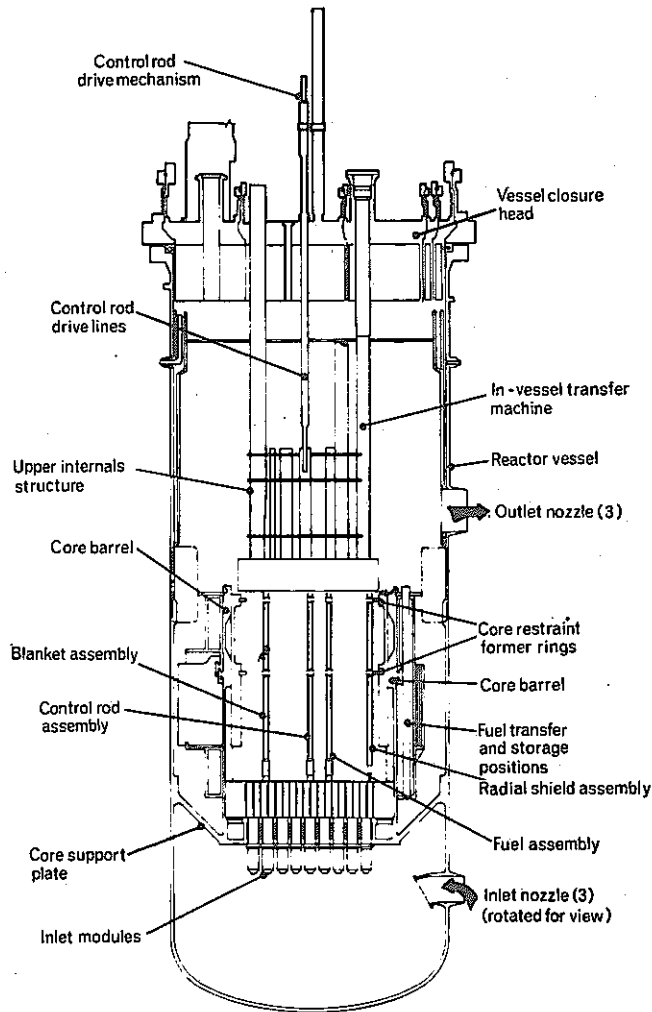


Fig. 1. Schematic sectional drawing of reactor and closure head arrangement.

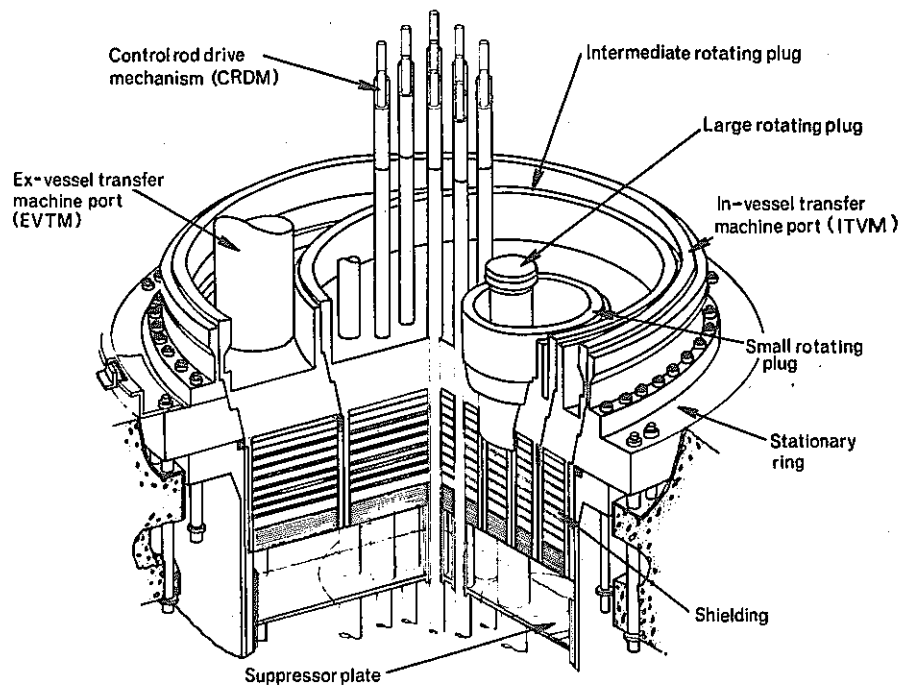


Fig. 2. Cutaway view of reactor closure head system.

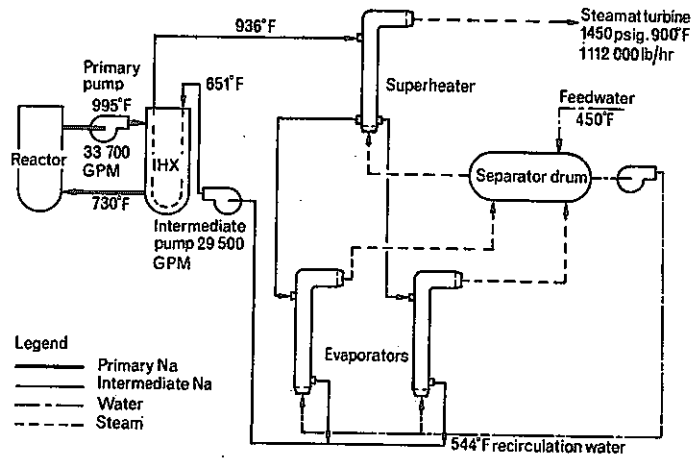


Fig. 3. General configuration of heat transport system—one of three loops.

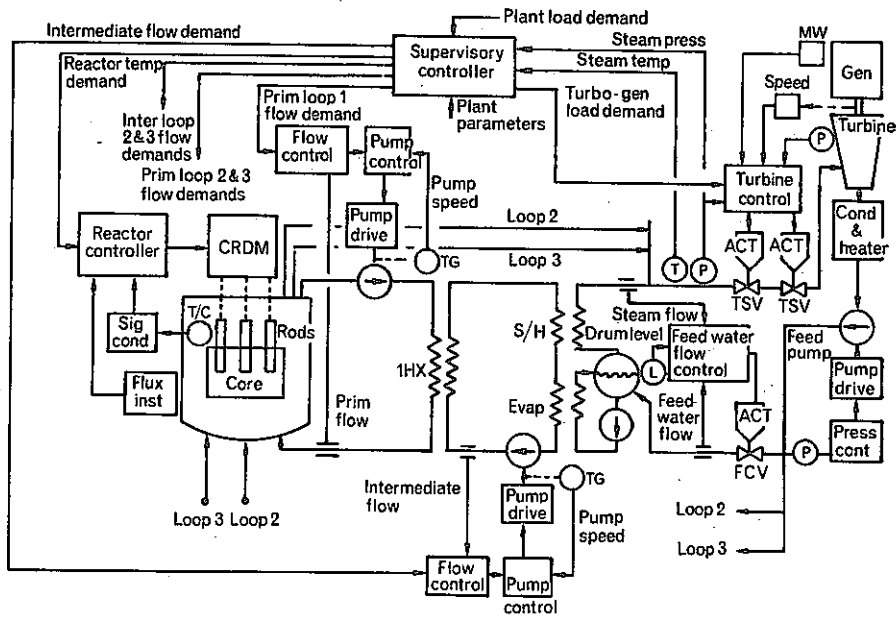


Fig. 4. CRBRP plant control system schematic.

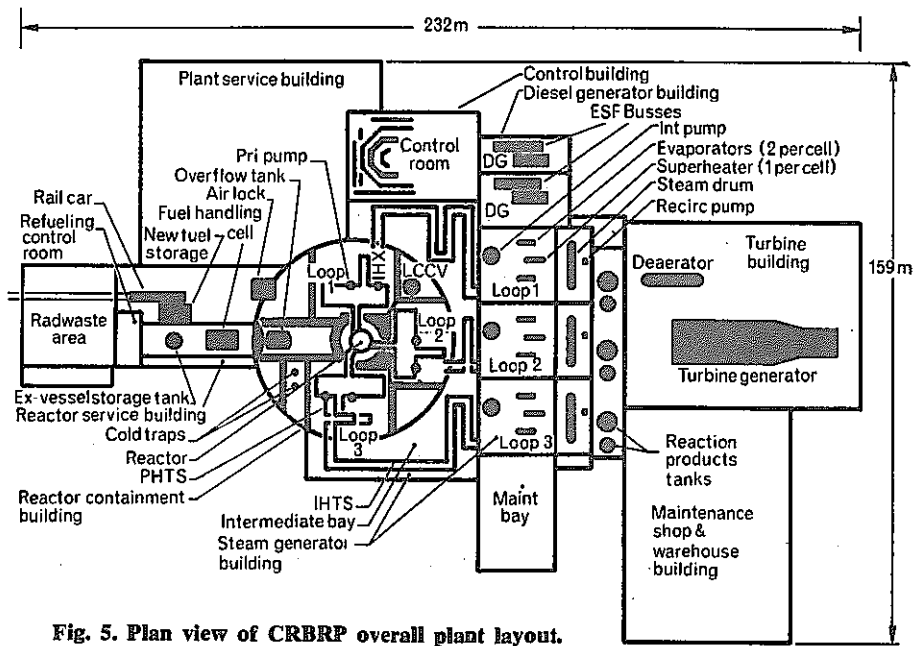


Fig. 5. Plan view of CRBRP overall plant layout.

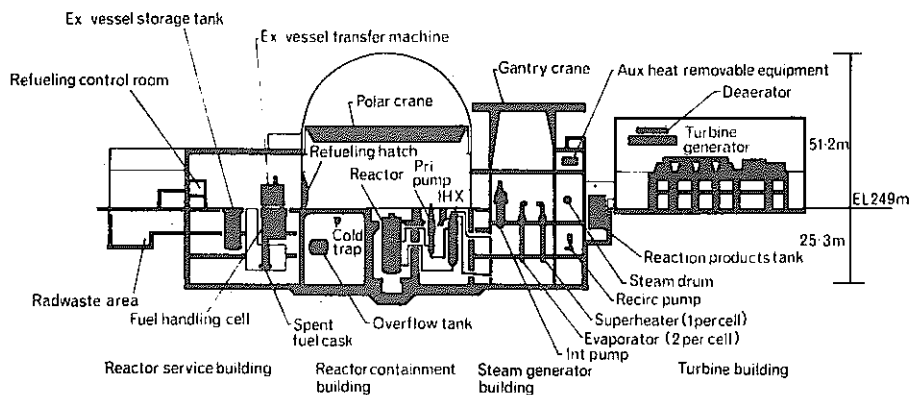


Fig. 6. Sectional elevation of overall plant layout.

Table 1. Key plant design guidelines

- Driver (core) fuel assembly based on Fast Flux Test Reactor (FFTF) experience
- Minimize thermal transient stress levels
- Control rod material selection based on FFTF and previous LMFBR experience
- Releases from radioactive effluent handling systems to be as low as practicable
- Provide highly reliable shutdown and decay heat removal systems
- Emergency cooling effected by natural circulation
- Doppler coefficient adequate to ensure reactor stability
- Capability to both detect and locate failed fuel
- Provide diagnostic instrumentation, independent of plant control and protection requirements
- Provide conservative design margins
- Minimize reactor vessel penetrations
- Capability to inspect reactor vessel boundary
- Capability to operate at reduced power on two loops
- Capability for maintenance and inspection of reactor internals and head-mounted equipment without use of life support equipment

Table 2. CRBRP reactor parameters

Reactor Power, MW(th)	975
Net Electric Power, MW(e)	350
Reactor Outlet Temperature, °F(°C)	995 (535)
Reactor Inlet Temperature, °F(°C)	730 (390)
Primary Sodium Flow Rate, lb/hr.	41.5 · 10 ⁹
Target Burnup, Peak, MWD/T:	
Initial	80 000
Ultimate	150 000
Target Burnup, Average, MWD/T:	
Initial	50 000
Ultimate	100 000
Core Linear Power, kW/ft:	
Peak	14.5
Average	7.0
Radial Blanket Linear Power, Max. kW/ft	18.6
Refueling Interval, months:	
Initial	6
Ultimate	12
Breeding Ratio, Initial	1.21
Plant Capacity Factor (Availability Factor x Load Factor)	75

4. Clinch River増殖炉プロジェクトの環境状況

Dr. James H. Wright, ウェスチングハウスエレクトリック社

米国における過去の増殖炉の経験はテネシー州、クリンチリバーに建設が予定されている実証プラントよりもかなり小さい試験装置に関するものであった。しかし、この経験があるが故に、今までに開発されてきた技術によつて増殖炉は実現可能であり、また我々が既知の燃料の埋蔵量について考えた場合、その実現が望ましいものとなる。

1969年8月の国家環境保護法(National Environmental Policy Act)の条文と精神の双方を守るために、クリンチリバー増殖炉プラントはその運転が安全で信頼性があり、環境に重大で有害な影響を及ぼさないということを確認するための評価が常に行われている。環境に液体を放出するプラントのサブシステムはそれらの経済的費用はもちろん環境上の性能にも基づいて選択されており、これによってNEPAの目標が満足される。サイト環境の基準値を確立するために大きな努力がなされてきた。これらの値は環境科学者がプラントとそのサブシステムの環境に対する影響を評価するのに使用される。引き続いて環境プログラムによって追加データが採取され、これによって実証プラントの将来の運転がモニターされ測定されることになる。本稿においては増殖炉の運転の環境への影響に関して広い見通しを得るが、これは現在行われている敷地内サーベイによって確認された予備的な情報に基づいている。

クリンチリバーのサイト

クリンチリバーのサイトは図1に示す様に半島の上にある。1364エーカーの敷地の過去の使用状況はいろいろと変化してきた。19世紀と20世紀初頭においては人が入殖し耕作を行った結果、いくつかの開拓地ができた。しかし、1942年にサイトにおける耕作は終り、時が流れて現在の地図に見られる様に自然が原野を森に変えてしまった。そういうわけで、いくつかの送電線回路を除いて、サイトは殆んど木に覆われている。プラントの建設と運転が歴史的なあるいは景観上のまたは自然の記念物に対して悪影響を及ぼすことはないだろう。

小さな墓地、これを破壊することはしない、に加えてサイトには考古学の興味の対象としてよく知られた五つのエリアがある。これらのエリアにはインディアンの墳墓や塚がありWoodland時代からのものであると考えられている。考古学の発掘は完了しており、発見物は現在目録作りと分析が行われている。

サイトから5マイルの範囲内の人口は過去の二回の国勢調査において比較的一定であった。

人口密度は1平方マイルあたり40人以下である。多くは小さな農場に住み、庭野菜や牛馬の飼料そして肉牛を生産している。開拓地を供給した森林管理を行うために、ある程度の伐採事業が行われてきた。エリア内の他の土地はピクニックや個人的な湖釣りやストックカー競争など様々なレクリエーションに使われている。

Watts Bay 貯水池、サイトのクリンチリバーはその一部であるが、は巨大な湖を形成しており夏季には高級なレクリエーションに使われる。夏の活動にはボートや水上スキー、水泳、スポーツフィッシングがある。しかし、これらの活動の大部分はサイトの下流で行われ、サイトではレクリエーションエリアやマリーナそしてサービス施設が積極的に開発された。クリンチリバーの水は清潔で充分良質であり、幾つかの工業施設が冷却および飲用に使っている。

環境調査

地域全般の情報は手に入ったが、プラント運転の長期的効果を評価するのに必要な最新のサイトの特別な基準データがなかった。サイトエリアで今実施されている生態学調査によってこの情報が得られる。これらの調査が完了すれば、陸水環境の特殊な点について量的質的に評価できる様になるが、なかでも建設活動の影響やプラントの運転の潜在的影響に特別な注意が払われる。これらの調査において集められた基準データは、水流や環境の測定ならびに将来に向けて計画されたモニタリング計画のための標準を決めるために使われる。サイトの気象学プログラムもまた現在実施されており、これによってサイトの気象学および気候学が明らかになる。この計画によるデータは拡散評価やドリフトパターンの計算に使われる。それはまた、環境学者がローカル環境に対する潜在的影響を決定するのに使用される。

プラント設計に対する環境の影響

実証プラントはプラントシステムにクリンチリバーの水を使う。通常運転によるクリンチリバーへの熱的効果を最小限度にするために凝縮蒸気から熱を奪い放散させる機械的通風冷却塔と別の熱交換装置からなる再循環冷却水システムを使用する。この水の一部はブローダウンとして川に戻される。この川の水は工業用水や上水道として、また家畜の飲料水やレクリエーションにも使われるので、実証プラントは水質に対する熱的、化学的そして生物学的放出物の影響の可能性を最小にする様に設計されている。

設計上で重要なのは、プロジェクトの環境面を考慮に入れた利益対費用分析である。原子力発電所の環境的影響はある特定のサブシステムの運転と関連することがあるので、使用する型式の選択に先立ってこれらの環境的影響を確認し、利益対費用分析を行った。特に、システム設計へのさまざまなアプローチを評価するための利益対費用分析で用いられたシーケンシャルステップは次のとおりである。

- ・ システムと設計の実現可能性を確認する。
- ・ 各アプローチを説明する。
- ・ 技術的、経済的あるいはプラントとサイトの適応性についての考慮に基づいて、実際的でない案を削除する。
- ・ 合理的な案についての仕様を作成し、それらのプラントおよびサイトに関する特殊設計と運転特性を明確にする。
- ・ 合理的な案の各々について、必要となる可能性のある環境に関する費用を明確にし、評価する。
- ・ 合理的な案の各々について、必要な費用を明確にし、評価する。
- ・ 全ての合理的な案を直接に比較する。
- ・ システムを選択する。

利益対経費分析は冷却水、取水、放水、化学物質や廃棄物の処理システムならびに殺菌、衛生上の廃棄物、放射性廃棄物、気体廃棄物システムその他の環境に対して悪い影響を及ぼす可能性のあるプラントシステムに対して適用された。最後に記したプラントシステムとしては、非常用電源プラント、補助蒸気ボイラ、非常用冷却系ならびに種々の液体・固体廃棄物システムがある。

プラント建設の影響

クリンチリバー増殖炉プラントの概念図を図2に示すが、その建設にあたってはプラント建家を作り、プラントまでの道路やプラント間の通路をつける為に116エーカーの土地を開拓する必要がある。この開拓面積は全サイトエリアの10%以下である。ところで、このサイトは実証プラント用のエリアに選ばれる前は工業用地として開発されることになっていた。美的観点から言えば、たった一つのプラントとそれへの通路による影響の方がたいいの工業用地に見られる様な複雑な道路や建造物による影響よりも小さいのは疑いのないところである。

周辺環境への影響は実証プラントの建設期間が最も大きいのであろうが、それと言うのも掘削や建設の騒音、重建設機械の使用それに最盛時には1500から2000人に達する建設労働者が予想されるからである。この土地が開拓され森林地帯がプラント用地になると、植物は取り除かれ、動植物の繁殖地は破壊されそして動物達は周辺の土地へ追いやられるだろう。これによって周辺のエリアにおける生態学上のストレスは増大するかもしれない。このストレスに適応できない動物は再び移住せざるを得ないだろうし、さもなければ滅亡するだろう。しかし、周辺の動物の数は徐々に移住前の水準に戻ってゆくだろう。

川辺の建物の建設が種々の形態の水生生物や水底の棲息地やその他の水を利用する生物達に及ぼす影響は短期的であると予想される。その上、水底の群棲やその他影響を受ける群棲は短期間に回復すると予想される。

クリンチリバーは建設期には自由に地表を流れる表面流水に影響を受ける可能性があるので、衛生その他の液体廃棄物は川へ放流する前に簡易組立式の処理システムで処理される。掘削エリアの排水は川に放流する前に沈澱池に集められる。土地の侵食を防ぎ斜面を保護するために、種をまいて目のあらい麻布をかぶせ、木を植える。植樹は建設スケジュールの都合が付き次第開始される。

プラント運転の影響

景観： プラント建造物は周辺の景色と調和する様に考えた色で仕上げるので、景観上最も目立つのは多分機械式通風湿式冷却塔からの水蒸気のもやであろう。サイト領域の典型的な冬の天気状態を考慮すれば、目に見えるもやの発生回数は1年間の全時間の18%に相当すると評価されている。冷却塔の運転に起因して地上に霧が発生するのは保守的に見積って1年間に約 $4\frac{1}{2}$ 時間である。

冷却塔： このタイプの冷却塔の運転には漂流物と騒音がつきものである。漂流物中の全溶解固形物が1kmに降り積もると考えると、拡散や風向の変化を考慮に入れない場合、堆積物の量は1ポンド/エーカー・月になる。この程度の量の漂流物の堆積では、環境に対してそれとわかる様なダメージを与えることはないだろう。堆積した塩類の幾分かは降水によって再分解され、地下水流によって再びクリンチリバーへ導かれるだろうから、プラント寿命の間に大量の堆積物がたまるとは考えられない。たいていの産業プラントを運転するにあたって当然発生する交通騒音は別として、プラント運転に直接起因する最大の騒音源は冷却塔のファンであろう。クリンチリバーで楽しくボート遊びをしている人々にとって冷却塔ファンの音は普通のルームコンデション(1)を低速運転した場合の騒音と同程度であろう。

液体廃棄物： 化学的排出物および殺菌排出物には冷却塔のブローダウンや化学および廃棄物処理システムからの放流液が含まれる。川の生態系への影響を最小にし、それと同時に冷却塔を効率よく運転するために、冷却塔のブローダウンは約40%に設計されている。川へ戻されるブローダウン中の溶解固形物の濃度は取水中のその2.5倍である。硫酸はスケールの防止に必要な場合と微量の鉄、クロム、ニッケルが予想される場合にのみ補給水に添加される。腐食抑制剤は使わない予定である。次亜塩素酸ソーダを殺菌剤として用いることになっているが、ブローダウン中のその濃度は国の定めた制限値 0.2 mg/l を越えない様に自動的に制御される。拡散あるいは酸化がないという極端に保守的な仮定をした場合でも、混合ゾーンより後の残留塩素の濃度はEPAが提案した水質基準より充分小さく、水生物に対して悪影響を及ぼすことはない。浮遊固形物の平均濃度は国の制限値 15 mg/l 以下に保持される。

クリンチリバーの自然はユニークなものであるので、川の水質に対する放出物の影響を見積るために種々の方法で評価が行われた。この川はTennessee Valley Authorityのコントロー

ルシステムの一部である。Melton Hill ダムは水力発電と水位調節の両方に使用されるが、プラントのブローダウン放水口の7 リバーマイル上流に位置している。約16 リバーマイル下流にクリンチリバーの河口があり、そこでクリンチリバーはテネシー川に流れこんでおり、テネシー川はWatts Bar ダムにせきとめられてWatts Bar 貯水池を形作っている。この貯水池の水位はWatts Bar, Melton Hill そしてFort Loudoun の各ダムからの放水によって調節される。Fort Loudoun ダムはテネシー川の72 リバーマイル上流にある。かくして、ダムの調節と季節の条件とによって、クリンチリバーの流れは自由に変えることができ、平均冬期流量は5068 cts で平均夏期流量は4777 cts であり、せき止めてサイトを流れる水量をゼロにすることもでき、またサイトを逆流させることもできる。

ブローダウンのミキシングについて4つのケースが解析された。

- ・ 典型的な冬の高流量
- ・ 典型的な夏の低流量
- ・ 10日間連続して流れがなく、放水地点の両側に影響を受けた部分が0.5マイルずつ拡がる状態
- ・ 10日間連続して流れがなく、逆流が多くて放水口から取水口への再循環が生じる状態

クリンチリバーの現在の水質と上記の解析の結果を較べたところ、放水ミキシングゾーンより後の全ての化学パラメータの濃度の増加は大変少いであろうということが示された。即ち、多くの要素に関して、増加はわずかなものであり、検出限界以下である。分析に用いられた全ての化学パラメータの濃度はクリンチリバーに現在適用されている連邦および国の標準以下であった。川の水生生物に環境的な問題を引き起こす可能性があるのは遊離塩基とアンモニアからのクロルアミンの形成である。クロルアミンは塩素より比較的安定であり、水生生物に対しては大変有毒である。自由塩基を含むブローダウン水は放流の前にアンモニアを含む他のプラント放出水を混ぜあわされる。

プラントの放流水に起因するクロルアミンの濃度に関して保守的な評価を行うために、全ての放流水中の塩素は周囲のアンモニアと反応してクロルアミンになると仮定した。拡散や酸化は全く考慮に入れなかった。この仮定の上に立つと、前に述べたケース3の10日間連続して水の流れが無いという最悪の条件下ではクロルアミンの量は約0.02mg/lである。これは報告書において有毒であると考えられているレベルよりも下であり、また水生生物の世代交替に必要な時間に比較して水の流れない10日間というのははるかに短い。⁽²⁾⁽³⁾ ケース3は極端なケースであって将来において起こりそうにはない。というのはMelton Hill ダムからの放水がプラント運転計画と調整されており、十分な水量が確保されるからである。プラントからの衛生廃棄物は広い通気装置とそれに続く低流量砂フィルターと塩素処理装置から成るシステムで処理される。処理された液体放出物は連邦と国の放出規定を満足し、そしてクリンチリバーへの放流に先立って冷

却塔のブローダウンによって希釈される。これに続くクリンチリバーによる希釈に加わってこの希釈があるので、放出水の濃度は極めて低減され、したがって川の水質や水生生物への悪影響は無いものと考えられる。

補給水： 2つの水中に沈めた穴あきパイプの取水構造物が川から補給水を取り入れるのに用いられる。通常運転のもとでは、両方の取水構造物を使った場合、最大入口流速はパイプ表面から1インチのところでは0.25フィート/秒である。この型式の取水口は魚資源に殆んど影響を及ぼさない。なぜならば魚が逃げてゆく場所が大変広く、流れが加速される取水領域は大変せまいからであり、取水領域はパイプ表面のわずか $\frac{1}{4}$ インチ上にまでしか達していない。補給水を使用しても取水口の流速が低いのでほんのわずかの遊泳生物を殺すにすぎない。しかし、魚卵と稚魚はプランクトンの中で発生するので、それらはそれらが補給水の中で発生する回数に比例した数だけ取り込まれるだろう。微生物の死亡率は循環水が冷却塔を循環し、それに続いて再循環することから100%であると予想される。失われるプランクトンの量はリッター当たりのプランクトンの数と冷却目的に使われる水の量の関数である。設計上の補給水流量は平均夏期低河川流量の0.5パーセント以下であるので、プランクトンや魚卵そして稚魚がプラントを通り抜ける過程で失われる量はそれ程大きいとは考えられていない。現在行なわれている基準水生調査の結果によって更に完全な評価に用いる季節毎のプランクトンのタイプと数が確認されるであろう。

冷却塔のブローダウン： プラントのブローダウンが水面下の高速放水によって生じるだろう。この熱い水流がクリンチリバーの水温に与える最も大きな影響はMelton Hillダム¹の放流がゼロであることによって水が流れない状態が何日も続いた場合に発生する。Melton Hillダムからの放流水の調節はCRBRPと調整されるのでプラント運転の間は十分な流量があるだろう。しかし、今まで最も長く続いた流量ゼロの状態に基づいて行った予備計算の結果によれば、クリンチリバーの表面のわずか約 $1/10$ が周辺の水温より $1/2$ °F(0.3°C)以上高い表面温度になるにすぎない。表面温度がわずかしこ上昇しないことと影響を受けるエリアが狭いことを考慮に入れば、このことがエリアにおける霧の発生に寄与することはないだろう。

放射性廃棄物： CRBRPの通常運転によって発生する気体放出物は極微量のトリチウムやさらには希ガスであるアルゴン、ネオン、クリプトン、キセノンを含むと考えられる。希ガスからの線量はトリチウムのそれよりも充分小さいので、公衆の受ける線量は殆んど全てがトリチウムによるものであろう。プラントから放出されるトリチウムの予想しうる最大量を吸入し、予想しうる最大限度まで汚染された水とミルクだけを飲み、予想しうる最大限度まで汚染された肉と野菜だけを食べる成人はEastern Tennesseeの平均バックグラウンド放射能レベルから受ける全身線量の約0.003パーセント(1000分の3)の全身線量を受けようということが評価によって示された。⁽⁴⁾ 同様に子供はバックグラウンド放射線量の約0.002パーセントを受けよう。通常運転の間に放出されると考えられる液体放射性廃棄物は核分裂生成物や放射化生成物の混合

物から成り立っており、これらにはコバルト、ストロンチウム、セシウム、ヨウ素そしてこれらの娘核種、さらにトリチウムが微量ずつ含まれている。気体放出物の場合と同様に、全身線量に対して大きく寄与するのはトリチウムであると考えられる。クリンチリバーの水を直接飲み、液体放流物の放出口の近くで取れたクリンチリバーの魚を食べる成人は、バッグランド放射能レベルから受ける線量の約 1×10^{-8} パーセントを受けようということが評価によって示された。この様な微小な放射線被曝を測定できる技術は今のところ存在しない。

概 要

人間あるいは自然のどの様な行為も環境に何らかの影響を及ぼさずにはおかないという事を認識せねばならない。有害な影響は環境保護のためにさらに資源を追加することによって低減できるけれども、減少復帰の法則 (the law of diminishing returns) が消費された資源にあてはまるということもまた重要であり、ここに記しておく。この点は1969年の国家環境保護法を制定するに当たって米国議会によって認識され、さらに1971年のコロムビア行政区の米国控訴裁判所の Calvert Cliffs 決定によって補強された。クリンチリバー増殖炉プラントの利益対経費分析はプロジェクトの環境に関する側面を考慮に入れ、あるいはそれ故、NEPAの条文と精神の双方を守る上で役に立った。

提案された原子力発電所についての議論や提案された発電所と可能な代案との比較がCRBRPの解析にとって必要であった。代案には増殖炉発電所を実証すべきかあるいはその必要はないかという疑問のみでなく、さらに増殖炉の代わりになる初歩的な発電プラントの補助システムの比較も含まれていた。より大きな意味では、利益対経費分析は更に根本的なジレンマを浮きぼりにしたが、それは増殖燃料発電の実証にはより大きな発電所を設計する必要があるというジレンマであり、そしてまたその目標と環境の保全に最も合致する代案を選択するというジレンマであった。

増殖炉実証プラントを建設するという決定と利益対経費分析の基礎の上に立った放出物制御サブシステムの選択は環境に殆んど影響を及ぼさないプラント設計となって結実した。

参考文献

1. Noise From Construction Equipment and Operations, Building Equipment and Home Appliances, NTID300.1. U.S. Environmental Protection Agency December 31, 1971.
2. Becker, C. D., and Thatcher, T. O., Toxicity of Power Plant Chemicals to Aquatic Life, prepared by U. S. AEC, WASH-1249, June 1974
3. Arthur, T. W., and Eaton, T. G., Chloramine Toxicity to the Amphipod

(*Gammarus pseudolunnaeus*) and the Fathead Minnow (*Pimephales promelas*)
Journal Fisheries Research Board of Canada, Vol 28, No 12. 1971.

4. Morgan, J.Z., Snyder, W.S., and Davis, D. M., Applied Health Physics and Safety, Annual Report for 1969 ORNL-4563, August 1970, P. 29.

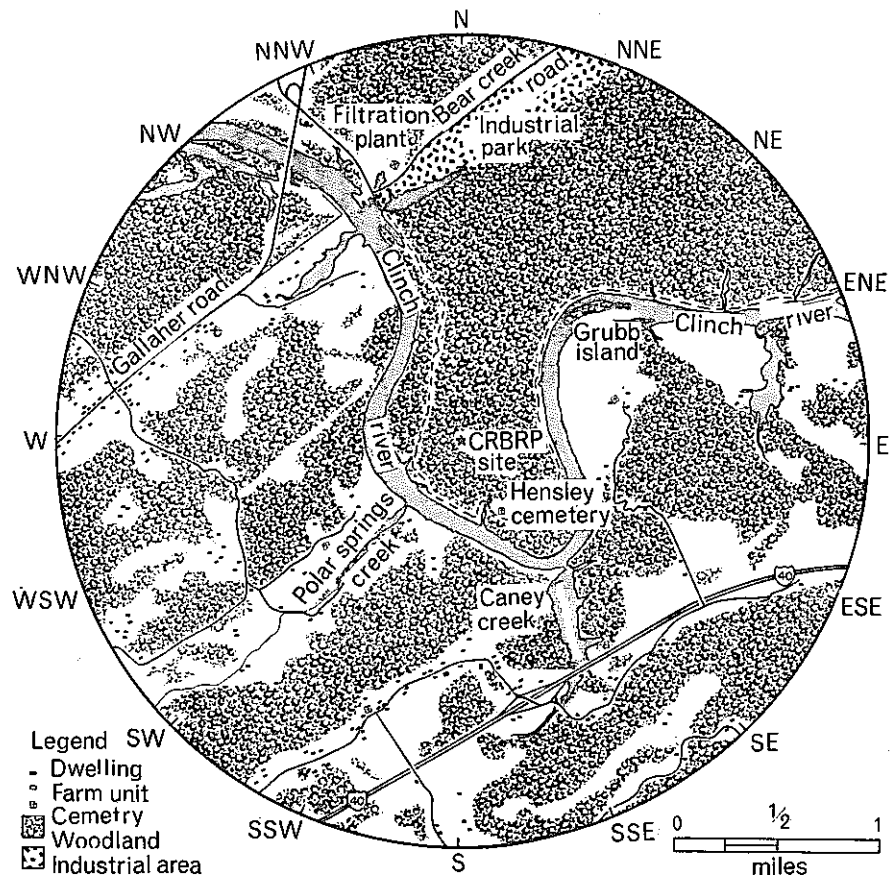


Fig. 1. Land use map for the area around the Clinch River Breeder Reactor Project.

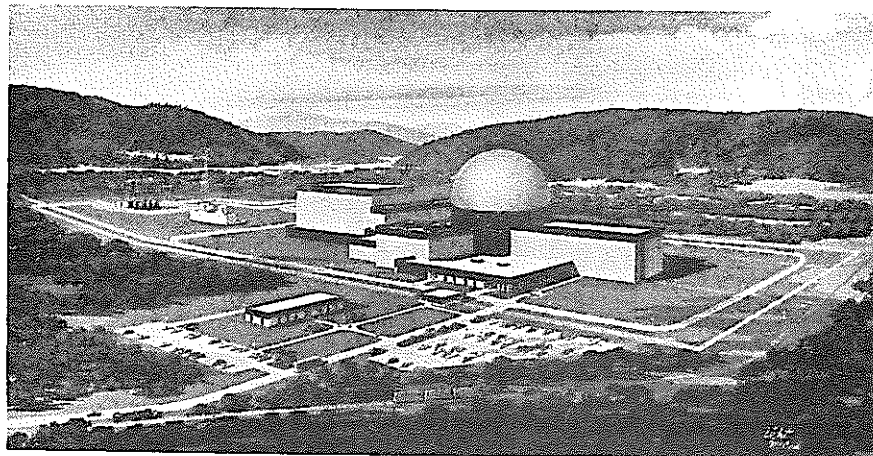


Fig. 2. Conceptual view of the Clinch River Breeder Reactor Project.

5. Clinch River プラントの安全性

J. Graham, L. E. Strawbridge, P. Bradbury, ウェスチングハウス
エレクトリック社新型炉部

クリンチリバー増殖炉(CRBRP)の安全性は普通の三つのレベルの設計アプローチによつて保証される。第1レベルは既存の技術の使用に基づいた健全で信頼しうる機能設計を行うアプローチ。第2レベルは予想されるあるいはありそうにもない故障に対して信頼できる保護システムで保護するアプローチ。第3レベルは設計のベースとしてプラントの寿命中に起こるとは考えられない様なある種の極端にありそうにもない事故を取り扱うアプローチである。第3レベルの設計アプローチは公衆の健康と安全を保証するための念のための余裕となる。

クリンチリバー増殖炉プロジェクトの安全性に健全な基礎を提供する普通の3つのレベルの設計アプローチを表1にまとめて示す。

設計の第1レベル

第1レベルでは既存の技術の使用に基づく健全で信頼できる設計を行う。

炉設計によって、大きな固有の安定性余裕を保証し、また原子炉の制御を容易にする様な反応度係数が与えられる。ドブラー反応度定数は全炉心領域で負で、平均は -0.006 Tdk/dT である。燃料集合体のボウイングは炉心固定システムの設計によって調節され、定常状態および過渡状態のもとで、全出力レベルにおいて出力係数は負となる。

炉心燃料集合体の設計にも特色があり、オーバーヒーティングや許容できない様な反応度効果が引き起こされうる様な位置への燃料集合体の誤装荷や集合体の流路閉塞が避けられる様になっている。各燃料集合体への冷却材は入口ノズルにあげられた複数の開口部からはいり、また、下部ノズルにはメカニカル・キー・システムがそなわっており、高濃縮燃料を低流量領域に装荷することや燃料を制御棒の位置に装荷することが避けられる。ハイドロリック・ホールドダウン・システムはいかなる流動状態のもとでも燃料集合体が浮き上がらないことを保証し、また、メカニカル・ホールドダウン・システムがそのバックアップとなっている。

複数のナトリウム・ループが通常運転、炉停止、そして緊急時における冷却の役割りを果たす。それぞれのループは固有の中間熱交換器、固有の2次ループおよび固有の蒸気発生器を持っており、2次ループは放射化された1次系ナトリウムと蒸気系を隔離する役目を持っている。炉停止後の崩壊熱除去は蒸気を復水器に直接導いて行い、また、長期的にはそれぞれのループの空冷復

水器によって行い。崩壊熱除去システムは動力源に多重性を持たせてあり（タービン騒動のポンプおよび電動ポンプを使用する。）また、給水装置および放熱器においても同様である。

1次ナトリウム・オーバーフロー系は、また運転の追加自由度として崩壊熱を除去できるように設計されている。

ガス巻き込みの潜在的な可能性を最小にするための設計にも特徴がある。第一に、渦流抑制板が炉容器内のナトリウム液面のすぐ下に設置されており、Fast Flux Test Facility (FFT F) のために実施した水力試験によってこの機器の有用性が示された。第二に、一次熱輸送システムは配管レイアウトを単純にする様に、そしてガスが集まりそうな場所を最少にする様に設計されている。第三に、ループにおける最高点であるところの中間熱交換器頂部からのガス抜き配管によって、巻き込まれているガスあるいは溶液から出てくるガスの除去が可能である。最後に入口プレナムの水力設計は、仮に大きな気泡が炉容器にはいることがあっても、それが炉心にはいる以前にこわされていくつもの小さな気泡に分解される様になっている。

設計の第1レベルは、プラントの設計、製作、据え付け、および運転を通じて、充分整備された設計レビュー、品質保証および信頼性工学にささえられた健全な設計によって保証される。

設計の第2レベル

第2レベルでは、予想される故障およびありそうにもない故障に対する広く、信頼性のある保護システムが備えられる。

設計の第1レベルで十分な注意がなされてはいるけれども、さらに誤操作や誤動作等に対して準備をしておくべきであると考えられている。この様な準備は誤操作からプラントを守るために、そして誤操作によって引き起こされる結果を緩和するために、保護系とプラントの特性を考慮してなされる。

高度の信頼性のある炉停止システムはプラントの基本的特色である。その性能はクラス分けされた許容基準（表2）に対してあらゆる予想される過渡状態およびありそうにもない事故のもとで炉を停止し、未臨界状態にできる能力で評価される。

設計には二つの別の高速動作炉停止システムが含まれており、互いに独立に過渡状態を終らせることができる。これらのシステムは可能な限り、機能を異にする信号によって動作が開始される様になっている。機能を異にすることが設計において考慮されており、またどちらのシステムも炉心上から挿入されるメカニカル・ロッドを用いているが、吸収材集合体の設計や制御棒駆動機構や切り離しおよび挿入機構に相異点があることによって通常モードの故障に対する高度の信頼性が保証されている。

設計上から、これらの保護システムの高度な信頼性を確保し、それを実証することが強く要請されており、定量的および定性的な解析と統計的なそして解析結果を証明する試験の広範なプロ

グラムが計画されているが、これによってプロジェクトは公衆保護のための設計の基礎をこの保護システムの確実さの上に置くことができるのである。

設計の第2レベルには、また蒸気発生器の破損の結果によって生ずるかもしれないナトリウム-水反応の結果を限定するための保護システムも含まれている。このシステムは中間熱交換器の圧力過大あるいは水素または酸素の発生によって漏洩を感知する機能を持っている。この保護システムはナトリウム-水反応生成物をベント・タンクに排出し、給水を停止し、反応の拡大を最小限にするために蒸気ドラムの水を急速にドレンする。プラントはナトリウム-水反応によるいかなる荷重によっても中間熱交換器がダメージを受けないように設計されており、これによって常に非放射性的なナトリウムは2次系に閉じ込められている。

プラント保護システムとしてはさらに、プラントの放射能レベルが過大になった場合の格納容器隔離、外部電源喪失の場合の多重性を有するディーゼル発電機の起動、そして炉停止後の崩壊熱除去のために運転する必要のある機器の起動などの機能が備わっている。

1次ループにおいて、大きな機器は保護容器に収めてあり、保護容器の外の配管は高い位置に持ちあげてあるが、これは配管からの漏洩が生じる様なことがあった場合にも冷却材インベントリを確保して炉容器出口ノズルが常にナトリウムにおおわれている様にするためである。配置がその様になっているので、ポニーモータ速度で運転しているポンプはナトリウムを保護容器より上にあげるのに十分なヘッドを発生することはできず(図1)したがって漏洩の結果としてスクラムしても、それに続いて炉容器からナトリウムがドレンされてしまう可能性は全くない。

中間熱交換器と蒸気発生器の配管の形状と高さによって蒸発器に水が供給されている限り、ポニーモータによってポンプに与えられるところの除熱能力以上に除熱するための自然循環機能が生み出されている。水の供給は多重性のある貯蔵タンクと川に直結している非常用給水管によって確保されている。

二系統の外部電源に加わえて、主系統電源の喪失の場合に、工学的安全施設を含めて、重要な補機類に電気を供給するために非常用電源システムが備わっている。二台のディーゼル発電機は極端な環境条件に耐える様に強化されており、外部電源喪失の場合には自動起動する。発電機は起動後10秒以内で負荷運転が可能である。さらに、非常系計装への給電を中断しないために、そしてディーゼルの起動が遅れた場合に非常系設備に給電するために蓄電池が備わっており、必要となればインバータ設備が蓄電池を自動的に作動状態にする。自然循環によって崩壊熱除去のための強制循環の必要性は最小限におさえられている。

電源系統、変圧器、および母線が多重性を備えていることならびにこれらの母線の間で非常系負荷を分担していることがシステムの高度の信頼性につながっている。というのは、母線、スイッチギアおよび機器を物理的に分割したのはシステムのどこで電気的故障や機械的故障が発生してもその結果を限定し、あるいは局在化させることを意図したものであるからである。

設計の第3レベル

設計の第3レベルによって、公衆の健康と安全を保証するための念のため余裕が備わる。

燃料棒被覆と1次ナトリウム系のバウンダリは第1の防護壁となって環境に放射性の燃料や核分裂生成物が漏れ出ないことを保証している。さらに、プラントのデザインそのものが防護壁になっている。すなわち、原子炉本体と1次系配管を格納している質量の十分なコンクリートセルならびに外側の鋼製格納容器である。

大量の放射性一次ナトリウムの存在するこれらの区域は放射性物質を含むナトリウム火災を防止するために不活性雰囲気（窒素）にしてある。またこれらの区域は、どの様にナトリウムがこぼれてもコンクリート構造体がナトリウムに接触するのを防ぐために鋼板でライニングしてある。

鋼製格納容器は設計圧力が10 psig (0.7kg/cm²G)の低漏洩容器で設計圧力に対する漏洩率は0.1%/日である。この耐圧能力によって大きな安全余裕を生み出している。というのは格納容器をこの圧力まで加圧できる様ないかなる事故も考えられないからである。格納容器は、また極端にありそうにもない環境現象、すなわち、たつまきやそれにとりなり飛来物、地震、洪水、森の火事に耐える様に保守的に設計されている。

さらに、今まで説明してきた様にレギュラトリー・ガイドライン10CFR100にあげられている全ての事故に、極端にありそうにもないと記されているものも含めて、安全に適応できる様に設計されているが、さらに厳しい仮想事故に適応するための追加余裕をそなえるために追加要求の形で設計にさらに制限をつけるのが賢明であると考えられている。

過去の仮想事故においては、スクラムシステムの故障に関連した何らかの過渡状態に基づいて破壊的な事故に至る様なその様な研究がとりあつかわれてきた。CRBRPの場合には、保護系のものでその他のプラントの機器類の高度の信頼性は、設計の基礎となるイベントとしてその様な事故を考える必要はない程のものであるということを確認することを意図している。プロジェクトにおいてスクラムの十分な信頼性やその他破壊的な事故の潜在的な引き金の存在の可能性が充分小さいことを確認できない場合があるかもしれないので、第2レベルと第3レベル以上に特別の余裕を与えるために、追加の設計基礎荷重および特色が規定されている。これらの特色および余裕には次の様なものがある。

- ・ 炉容器上部への衝撃荷重
- ・ 1次系の中で主に炉容器、中間熱交換器および冷却材ループの機器に対する動的荷重
- ・ 事故後の冷却能力を強化するための炉心支持構造物における熱的、機械的そして幾何学的な要求事項
- ・ 低漏洩率の格納容器

この様な設計における特色や設計基礎荷重(図2)は過去のプラントやFFTFそしてCRBRPのために行われた仮想的な破壊的な事故の解析や、さらにはアメリカにおいて、そしてその他の国

々において様々な原子炉のために行われた構造破壊試験の知識に基づいて選択された。その様にして選ばれた荷重は設計基礎事故には使用されていないが、あらかじめ予想できないイベントにプラントが耐える能力を最大にするための荷重がうまく選択されている。²

さらに、プロジェクトにおいては仮定された重大事故の結果の解析が続けられており、それと同時に冷却可能形態の喪失 (loss of in-place coolable geometry) に至る事故の結果を緩和することを目的として研究開発活動が進められている。もし何らかの段階で、プラント保護系の高度の信頼性および／またはなんらかの破壊的事故の引き金の存在の確率が小さいことを確認できないということがプロジェクトにおいて決定された場合は、実際的なそして信頼できる機器が公衆の健康と安全の保護のための特別な余裕となる限りにおいて、プラント設計の中にそれらを含んでプロジェクトはその生存能力を保ちつづけるのである。炉容器上部の不活性領域がその様な例かもしれない。

しかしながら現時点ではプロジェクトのフィロソフィは、安全に関する最初の二つのレベルに重点を置くことによって最も安全を確保できるというものである。すなわち広範な品質保証と信頼性工学によって保証され、そして完全に試験され確認された多重性を有するプラント保護システムに保護された単純な信頼できる設計をほどこすことによってということである。公衆の保護のために十分な設計余裕が与えられてはいるが、努力を過度に強調し拡散させてしまうことおよび仮想的な安全上の話に資金を投入することはプロジェクトの意図するところではない。

参考文献

1. L. E. Strawbridge, Safety Related Criteria and Design Features in the Clinch River Breeder Reactor Plant, American Nuclear Society Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, California, April 4, 1974.
2. John Graham, The Selection of Safety Design Bases for Fast Power Reactors. American Nuclear Society Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Los Angeles, California, April 4, 1974.

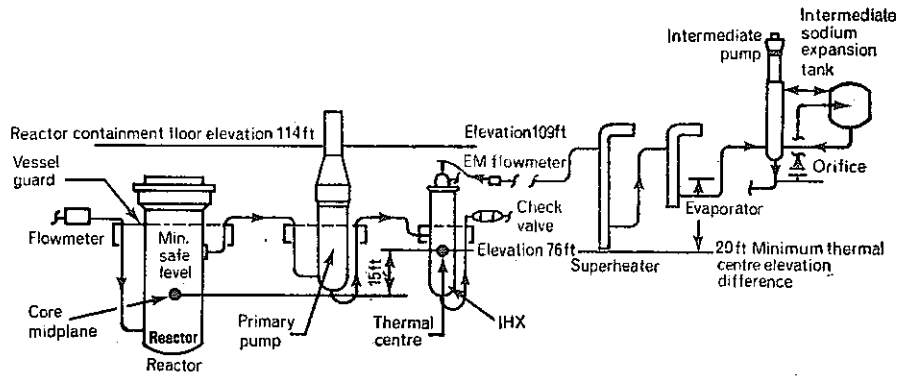


Fig. 1. Hydraulic profile of primary and intermediate loops.

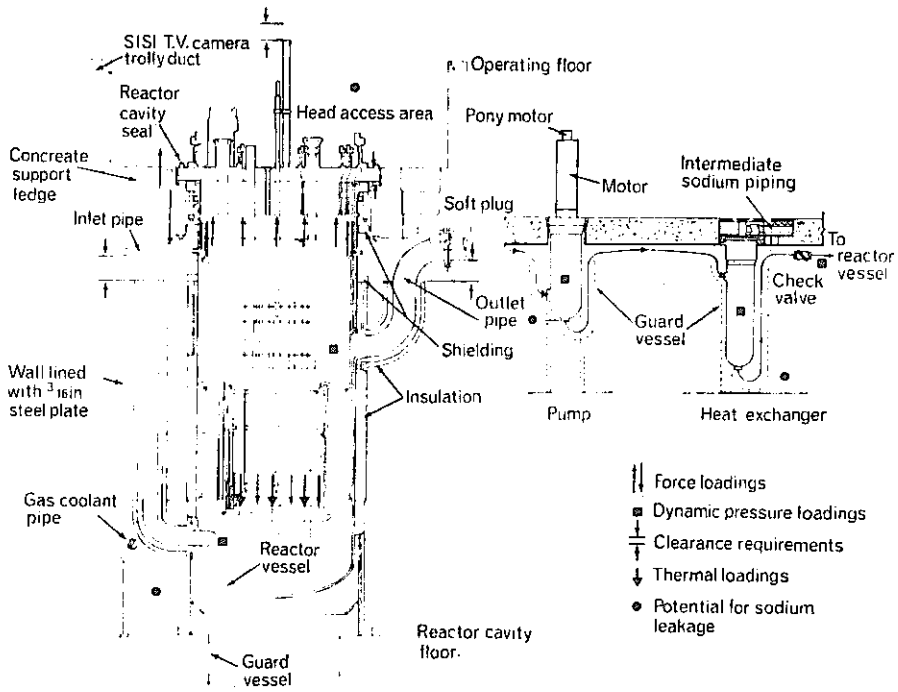


Fig. 2. Application of third level design margins.

Table 1. Three levels of design

Level	Definition	Application
1	Provision of simple, reliable functional design free of defects, with inherent safe performance, fabricated and operation to the highest proven standards.	<ul style="list-style-type: none"> ● Fuel of proven performance through life ● Core design with negative power coefficient ● Adequate Doppler constant ● Multiply redundant heat transport systems ● Redundant power supplies ● Redundant control system ● Low pressure coolant system with wide margin to boiling ● Natural convection capability ● Maximum use of proven technology and hands-on maintenance
2	Provision of protection systems to provide adequate response of system in the event of all identified transients.	<ul style="list-style-type: none"> ● Doubly redundant plant protective systems ● Decay heat removal redundancy ● Battery power supplies for vital services ● Guard vessels for leak protection ● Inert atmospheres in sodium cells ● Sodium-water reaction protection system
3	Provision of extra capability to cope with extremely unlikely events which are never expected to occur, and with additional design requirements to provide prudent margin for unforeseen events.	<ul style="list-style-type: none"> ● Containment building ● Site requirements ● Containment isolation system ● Capability to accept extra thermal loads in the core support structure ● Dynamic loads in vessel and primary system components ● Geometric requirements in and around the vessel

Table 2. Classification of accidents and acceptance criteria

Level	Event or accident class	Definition ● Examples only	Prob. (per reactor year)	Upper limit acceptance criteria*
1	Normal Operation	Events which will normally occur: <ul style="list-style-type: none"> ● Full power operation ● Startup & shutdown ● Random fuel pin failure 	1	Accumulated cladding strain <0.1%
2	Anticipated Transients	Events which, based on experience, are expected to occur at least once in the life of the plant: <ul style="list-style-type: none"> ● Loss of off-site power ● Loss of power to one pump ● Operator error ● Scrams 	1—3·10 ⁻² (30 year plant life)	<0.3%
	Unlikely Events	Events which are not expected to occur individually, but which might, based on the number of such possibilities, occur once during the life of the plant: <ul style="list-style-type: none"> ● Pump seizure ● Reactivity transient up to c/sec 	3·10 ⁻² —~10 ⁻⁴	<0.7% Integrity limit (above this limit fuel cladding can fail)
3	Extremely Unlikely Events Hypothetical Events	Events never expected to occur: <ul style="list-style-type: none"> ● Maximum flood or earthquake or forest fire or tornado ● Large sodium fire ● Large sodium-water reaction ● Loss of off-site power and a diesel generator Design margins to provide for unforeseen events	~10 ⁻⁴ —~10 ⁻⁷	No loss of in-place coolable geometry Interpreted as: (1) No clad melting and relocation (2) No sodium boiling

* A fuel acceptance criterion is used here only as an example. Other criteria such as radioactivity release requirements also exist.

6. Clinch River 用蒸気発生器システム

R. E. Skavdahl, F. E. Tippets, ゼネラル エレクトリック社

クリンチリバー増殖炉プラント用の蒸気発生器システムに関するエンジニアリングは予備設計の段階が完成に近づいている。この重要なシステムへのアプローチはプラント運転における高い信頼性と有効性の達成を目指しており、この目標に合致した、そして将来の商業用液体金属高速増殖プラントに経済的に適用する可能性が充分にある機器設計を用いている。

クリンチリバー増殖炉プロジェクトに参加している三つの原子炉製造業者（アトミックスイントーナショナル、ゼネラル エレクトリック、ウエスチングハウス）の間の責任体制において蒸気発生器システムはゼネラル エレクトリックの責任範囲にある。ナトリウム加熱の蒸気発生器システムはプラントのうちで最も重要な non-nuclear 機器のひとつであるが、その理由はこの機器に関してナトリウム-蒸気/水のバウンダリの極度の高信頼性が要求されるからであり、また、このバウンダリのあらゆる破損とそれによって発生しうるナトリウム-水反応をシステムが安全に処理できる様にする必要があるからである。さらに、この要求は確かな機能と妥当な機器コストをともなって成就されねばならない。

米国原子力委員会の LMFBR 蒸気発生器開発プログラムは、CRBRP プロジェクトのもとにある特殊試験とともに、設計基礎データを提供しつつあり、また蒸気発生器システムの全ての重要な面の確認試験を行っている。蒸気発生器システムのエンジニアリングおよび開発作業は（1980年代初期に）TVA の電力網に定格 350MW(e) を CRBRP が供給するという目標に沿って進められている。

熱 輸 送

原子炉からの熱は 1 次熱輸送系を循環するナトリウムによって三つの別々の中間熱交換器（IHX）に輸送される。IHX は原子炉格納バウンダリの一部を成し、その中で熱は IHX 管壁を通過して循環ナトリウム（非放射性）に輸送され、このナトリウムは中間熱輸送システムによって蒸気発生器システムへ輸送され、そして戻ってくる。蒸気発生器システムは 936°F（502°C）の流動ナトリウムを受け入れ、それを 651°F（344°C）に冷却するが、この過程でタービンシステムから来る水を過熱蒸気に変え、この蒸気がタービンに供給される。三つの独立した同じ型の蒸気発生器システムがあり、それぞれが中間熱輸送システムのナトリウム配管によって三つの IHX の一つに接続されている。定格出力において、三つの蒸気発生器システムはそれぞれ、ブ

ラントの公称定格熱出力975MW(th)に対応して約325MW(th)を輸送し 1.11×10^6 ポンド/時の過熱蒸気を $900^\circ\text{F}/1450\text{psig}$ ($482^\circ\text{C}/102\text{kg}/\text{cm}^2$)の状態タービンスロットルに供給する。

それぞれの蒸気発生器システム(図1)において、24インチ(0.61m)の主ナトリウム配管からの高温ナトリウムは、単一過熱器の頂部近くのノズルを通過して過熱器のシエル側にはいり底部近くの二つのノズルを通過して18インチ(0.46m)配管へ出てゆくが、ナトリウムはこのあと二つの同じ型の蒸発器へ流れてゆく。ナトリウムは蒸発器の頂部近くのノズルを通過してユニットにはいり、底部近くのノズルを通過して18インチ(0.46m)配管へ出てゆくが、この配管は24インチ(0.61m)の主ナトリウム配管につながっている。冷たくなったナトリウム(651°F , 344°C)は中間熱輸送システムの主ナトリウムポンプを通過してIHXへ戻る。

三つの蒸気発生器システムのそれぞれは一つの蒸気ドラムと一つの水再循環ポンプを持っている。再循環水は蒸気ドラムからポンプで二つの蒸発器へ送られ、蒸発器の底からはいり、管の内側を上方へ流れユニットの頂部で二相混合物(蒸気重量50%)として出てゆき、蒸気ドラムに戻る。蒸気ドラムで、飽和蒸気と凝縮水が分離される。飽和水はタービンシステムから戻ってきた 450°F (232°C)の水と混合され、飽和蒸気は配管によって過熱器へ送られ、その中で配管の内側を上へ流れ、頂部から約 $905^\circ\text{F}/1525\text{psig}$ ($485^\circ\text{C}/107.2\text{kg}/\text{cm}^2$)の状態が出てゆき、タービンに供給される。

中間熱輸送システムの主ナトリウム配管はオーステナイトステンレス鋼でできている(高温部はタイプ316,低温部はタイプ304)。蒸発器と過熱器は $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ (ASME T-22)でできており、蒸気ドラムと蒸気/水配管は炭素鋼でできている。ステンレス鋼と $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ の接続を効果的にするための異材溶接継手が蒸発器と過熱器のノズルの近くのナトリウム配管にスプルー片として取り付けられている。

蒸気発生器システムは40から100%の全負荷までの熱負荷の領域に渡って、タービンスロットルにおいて定格蒸気条件を維持できる様に設計されている。蒸気発生器システムはまた、一つのループで原子炉の崩壊熱を除去できる様に設計されているが、この場合ナトリウム側は自然循環かあるいはボニーモータ運転であり、水側は蒸発器のみを使用する自然循環である。

蒸発器出口の蒸気クオリティが50重量%になる水の再循環比2:1は水再循環システムの配管、弁ポンプの資本費を最小にしたいがために選択した。それはCRBRPの蒸発器においてdeparture from nucleate boiling(DNB)を許すという決定を反映しており、それを受けてDNBにもなう管壁温度のゆらぎを比較的低い再循環比を採用することによって低減するというアプローチを反映している。この結果としてDNB領域は配管の低い場所で始まり、高温ナトリウムの入口からは離れている。

蒸発器配管内にDNBが存在するので、給水の全流量脱塩処理と蒸気ドラムから給水処理シス

テムへの連続部分ドレン（ブローダウン）が計画されているが、これは再循環水中に腐食性汚染物質がたまるのを抑え、そうすることによって、蒸発器配管のDNB領域での腐食が加速される可能性を避けるためである。

予備設計に今のところ使っている水再循環比 2 : 1 は、DNBのある運転のための水の化学コントロール条件についてさらに研究が行なわれている間の仮の値である。そして、蒸発器入口水の腐食性汚染物質の濃度を充分低く抑えることを目的として、もし必要な場合は環流運転状態に近づけるために、再循環比をさらに減少させる考慮がされている。

蒸気発生器建家

蒸気発生器システムとそれに関連する中間ナトリウム熱輸送システム機器は強化された蒸気発生器建家に据え付けられている（図 2）。独立したそれぞれの蒸気発生器システムと関連する主ナトリウムポンプや、ナトリウムダンプタンク、そして関連する配管や機器は建家の分割された部屋に収められている。水／蒸気システムの大部分の機器を、過熱器や蒸発器やナトリウム配管を収めた部屋とは分離された別々の部屋に収めることによってさらに分割が行われる。

蒸発器と過熱器

蒸発器と過熱器は垂直に据え付けられたシェルアンドチューブ型熱交換器で、チューブシートは固定されており、シェルとチューブバンドルは 90°曲っている（ホッケースティック形）が、これはチューブ間およびチューブバンドルとシェルとの熱膨張の差に備えたものである（図 3）。ナトリウムの流れは垂直下降流で、チューブに平行であり、熱交換を行う直管部分の上部近くのナトリウム入口ノズルからシェル側にはいり、チューブ内を上方に流れる蒸気／水の流れに対して対向流となる。各ユニットには 757本のチューブ（外径 $\frac{5}{8}$ インチ（15.9 mm））があり実際に熱交換を行う部分の平均チューブ長さは約 46 フィート（14.02 m）である。

蒸発器と加熱器のシェル、チューブシート、チューブやその他のエレメントの構造材料は $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo（ASME T-22）である。設計に使用した許容応力値等の材料特性にはユニットの設計寿命 30 年間に対応する $2\frac{1}{4}$ Cr-1Mo からナトリウムへの脱炭効果に対する保守的な余裕を含んでいる。さらに、チューブの厚さ（最小 0.109 インチ（2.78 mm））はナトリウム側の腐食、加熱器の蒸気側の腐食、蒸発器の DNB 領域における局部腐食そしてユニットのチューブ側の定期クリーニングの際に発生する可能性のある材料脱落に対して保守的に余裕を考慮してある。

ナトリウムと蒸気／水の境界（チューブ、チューブシート、そしてチューブとチューブシートの溶接部）の設計には極度の注意が払われており、また材料の準備や境界の組立てにもその様な注意が払われることになっている。チューブとチューブシート鍛造品には真空アーク再溶解の様な特別な製造プロセスによって作った高純度材料を用いるが、これはチューブのきずをできる限

り小さくし、また重要なチューブとチューブシート間の溶接の品質を向上させるためである。

チューブの溶接部はチューブとチューブシートの溶接部だけである。この溶接部はチューブ先端とチューブシートの機械加工したボスの間の全長透突き合わせ溶接である(図3)。全周放射線検査を全てのチューブ溶接部に対して実施するが、その際問題にならない様な“す”や“きず”についても厳密な制限を設ける。同様の注意がチューブサポートの設計にも払われており、これによって害のあるチューブ振動やチューブサポート部のチューブの摩耗が避けられる。蒸気/水側からのチューブの供用中検査ができる様に設計されたとおり、検査に際しては頭部を取り除くことによってチューブシートのところのチューブの先端に直接接近することができる。

このホッケースティック概念の応用はアトミックス インターナショナルによって始められ、1960年代以来同社によって開発されてきた。CRBRP用ユニットと直径および厚さが等しく、長さがほぼ等しい $2\frac{1}{4}$ Cr-1Moのチューブを用いた、蒸発器/加熱器の設計のための158本チューブ、公称30MW(th)のモデルについて4000時間以上に渡ってナトリウム加熱によって蒸気を作る試験がU.S.AEC液体金属工学センターにおいて、CRBRPでのチューブパワーやナトリウム温度や蒸気圧および蒸気温度を超える条件のもとで実施された。

この試験(1973年11月終了)の結果と、それに続く試験後の検討によって設計概念の基本的な可能性と健全性が確認された。アトミックス インターナショナルの設計はCRBRPのための蒸発器/加熱器の概念の参考として選ばれたが、これは充分な開発、試験そして設計のために現存する実証された性能や、さらに設計上使用される単壁チューブを用いた基本的なチューブインーシェル概念に対する有利な潜在コストの評価に基づいたものである。

ナトリウム-水反応

CRBRP蒸気発生器システムの設計思想において、第一の目的はこの様な高品質の蒸発器/過熱器ユニットが正しく運転されておれば、ナトリウム-蒸気/水境界での漏洩が全く発生しない様に、あるいは最悪の場合でもめったに発生しない様にすることである。この第一の目的を達成するのに必要な作業の質をいかなる形にせよ落としはしないが、さらに 損傷の可能性をできるだけ小さくし、またプラント寿命中にどの様な漏洩がナトリウム-蒸気/水境界で発生しようともそれを安全に落ちつかせるために、設計およびそれに関連する開発と試験の面に対して十分な注意が払われた。蒸気発生器システムにおいてナトリウム-水反応が発生しても、それによって生ずる圧力がIHXのインテグリティを破ることはないということを保証することは非常に大切である。というのはこのコンポーネントは1次熱輸送システムの格納バウンダリの一要素であるからである。

蒸気/水のナトリウムへの小さな漏洩の検出は漏洩検出システムによってなされるが、このシステムは各過熱器と蒸発器の出口のすぐあとのところで、そして主中間ナトリウム配管のコール

ドレグにおいてナトリウムを絶えずモニタし(図1), またこれに加えて主ナトリウムポンプタンクのカバーガスもモニタしている。各ナトリウムモニタ個所に対応して拡散膜型の水素計と電気-化学セル型の酸素計が据え付けられている。このシステムによって約 10^{-5} lb/秒(4.54×10^{-7} g/分)程度の水がナトリウム中へ流れ込む様な小さな漏洩を検出できるという計算結果がでてゐる。このサイズから何桁か大きい範囲に渡る小漏洩を検知した場合、運転員は原子炉を停止させ、蒸気/水の圧力を下げ、問題の蒸気発生器のナトリウムをドレンすることになるが、この準備のあとで問題のチューブと検査によって損傷が見つかったその他のチューブを位置決めし、それらに栓をしたのち、ユニットの運転に関する適格性が確認され運転が再開される。

ナトリウム-水反応の結果、運転員の操作では間に合わない程急激な圧力上昇がシェル側に生ずる様な大漏洩の場合には、ナトリウム-水反応圧力逃しシステムが自動的に作動する。この場合、蒸気発生器と加熱器(図1参照)のノズルのすぐ近くの主ナトリウム配管に接続されたシステムの中の3つの主ラプチュアディスクアセンブリのうち一つまたはそれ以上が破裂し、ナトリウムおよびナトリウム-水反応生成物がナトリウム-水反応圧力逃しシステムの中へ放出される。ナトリウムとナトリウム-水反応生成物は低位置にあるセパレーションタンク(図2)に導かれ、液体・固体・気体の各生成物に大ざっぱに分離される。

気体生成物は遠心分離機に流れ込み、そこで腐食性材料がさらに分離され、そのあと水素を含む気体生成物は燃焼スタックを経て大気中に放出されるが、スタックには水素に着火する装置と空気がシステムに逆流するのを防止する装置が付いている。主ラプチュアディスクアセンブリには3個所のそれぞれの位置において2枚のラプチュアディスクが直列に取り付けられており、これらの2枚のディスクの間にはナトリウム漏洩検出器が取り付けられている。ディスクの破裂はラプチュアディスクアセンブリのすぐ下流に取り付けられたセンサによって検知する。センサからの信号によって問題の蒸気発生器システムの蒸気発生器と加熱器の両側の蒸気/水アイソレーション弁が自動的に閉まり、蒸気発生システムからの水の急速ダンプが始まる。

これらの動作は水/蒸気のナトリウム中への漏洩をできるだけ早く終わらせるのに役立つ。蒸発器/過熱器ユニットの蒸気/水圧力が設定圧まで下がると、窒素ガスがユニットの蒸気/水側に自動的に送り込まれ、これによってチューブの中へはいり込むナトリウムが最少限に抑制される。

ループのナトリウムのダンプは運転員の操作によって開始される。

試験プログラムとスケジュール

CRBRP蒸気発生器システムのために計画された主要な試験を図4に示す。これらの試験のための準備は図に示されたスケジュールに合致するU.S.AEC LMFBR蒸気発生器開発プログラムのもとで、実行の種々の段階にある。主要な設計基礎データは1975年に入手できる様に計画されているが、これはCRBRPの蒸発器/過熱器の実物大プロトタイプの詳細設計が完成するの

と同時期である。蒸気発生器試験装置の改良が、液体金属工学センターにおいて開始されているが、これは1977年から1978年にかけて実施されるプロトタイプのナトリウム加熱による蒸気発生能力確認試験に備えたものである。同時にプロトタイプのチューブやチューブ/チューブシートの溶接やチューブと直接接触するチューブ支持具の一部を用いたCRBRPの蒸発器と加熱器の幾つかの技術モデルの設計が始まっているが、これはプラント運転における典型的なナトリウム加熱による蒸気発生を周期的に繰り返す様な条件のもとでのこれらのモデルの長期耐久試験に備えたものである。

これらの少数チューブモデル試験はゼネラル エレクトリックの蒸気発生器試験装置で1976年から79年まで実施する様に計画されている。新しい試験装置（大漏洩試験装置）の建設が液体金属工学センターにおいてまもなく完了し、この装置で大漏洩ナトリウム-水反応試験が1975年に始まるが、この試験は大漏洩ナトリウム-水反応圧力逃しシステムのための解析設計の基礎や機器設計のアプローチを補正するための情報を確認し、あるいは提供することを目的としている。

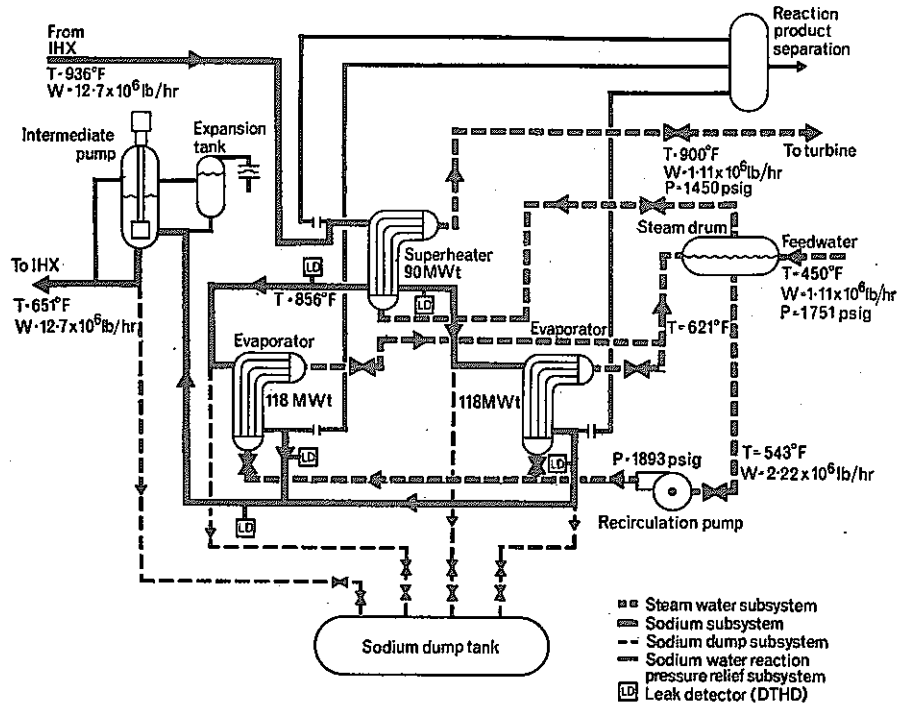


Fig. 1. CRBRP steam generator system.

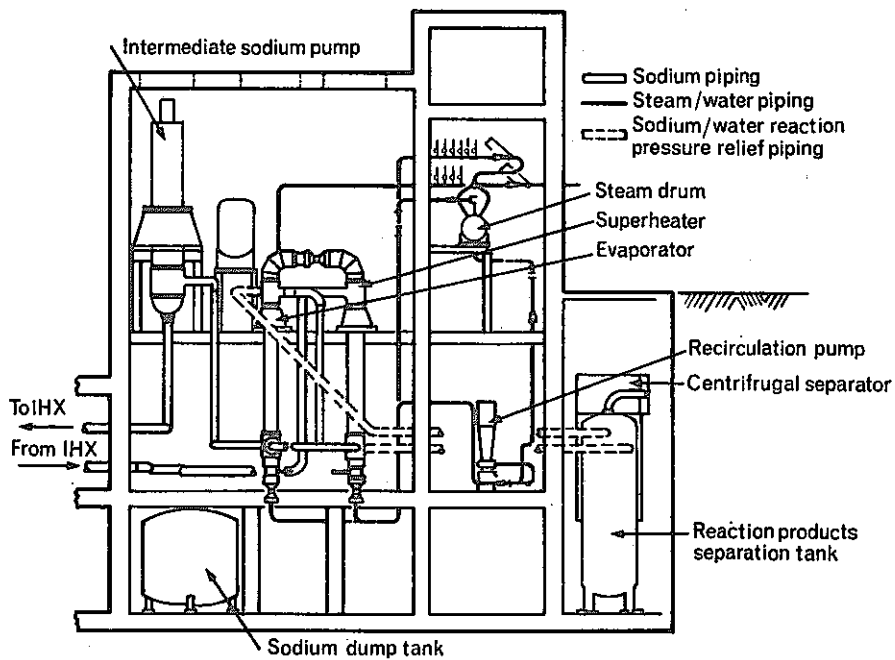


Fig. 2. CRBRP steam generator building arrangement.

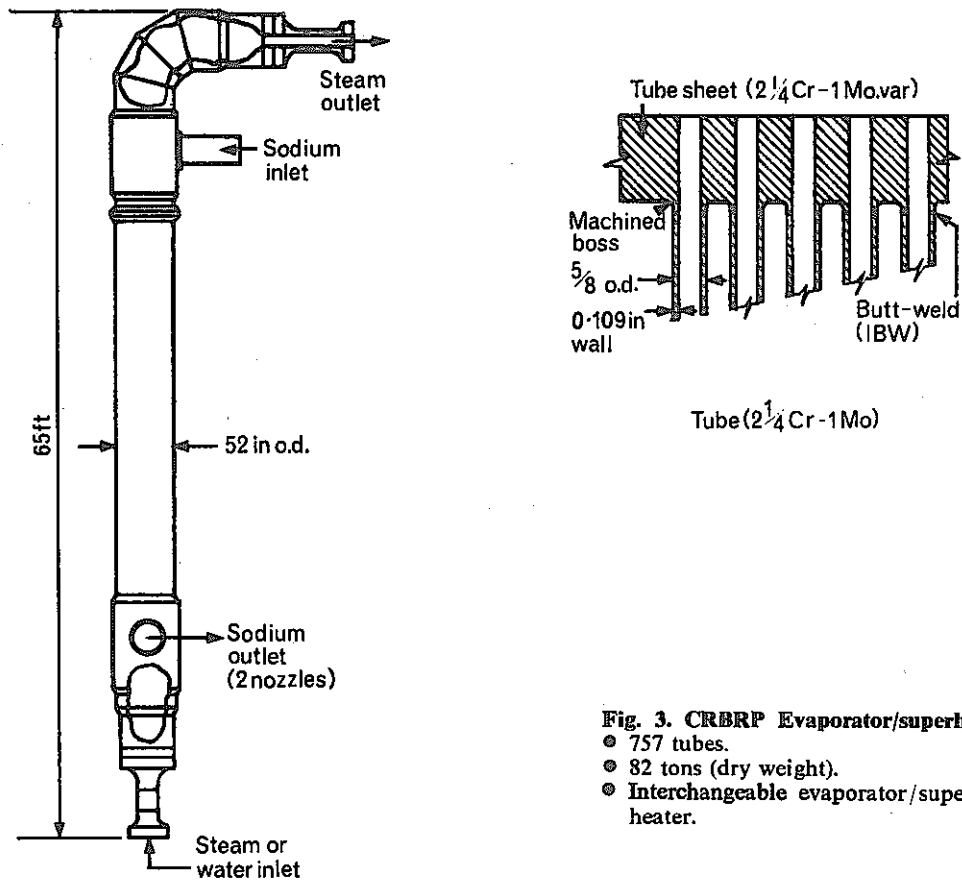


Fig. 3. CRBRP Evaporator/superheater.
 • 757 tubes.
 • 82 tons (dry weight).
 • Interchangeable evaporator/superheater.

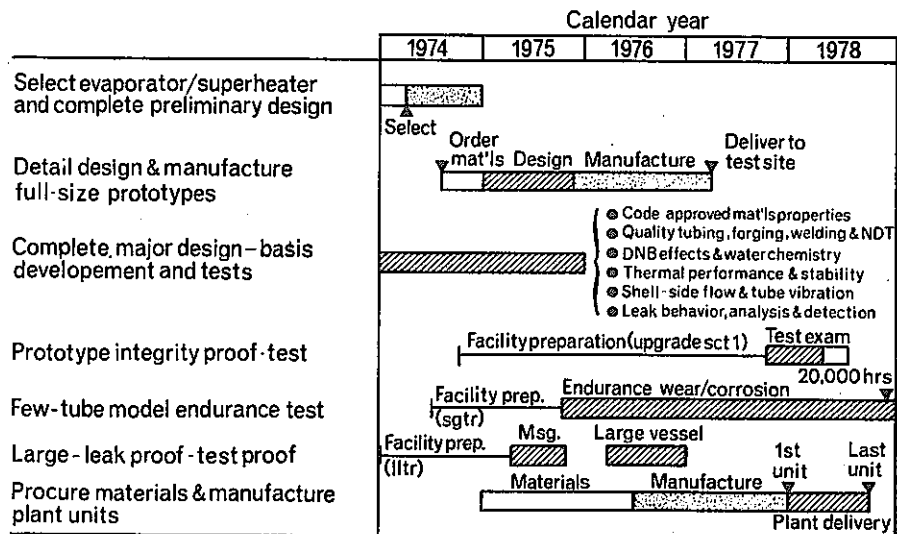


Fig. 4. CRBRP steam generator schedule.

7. Clinch River 炉の燃料交換システム

Kenneth W. Foster, ロックウエル インターナショナル社,
アトミックス インターナショナル部門

大部分の機器や設備は原子炉サービス建家に設置されており、この建家は原子炉格納建家に隣接している。二つの建家間での燃料の移動はガントリの上に取り付けられた重遮蔽の炉外移送機 (ex-vessel transfer machine: EVTM) によって行なわれる。EVTM とガントリは格納建家ハッチを通過するが、このハッチは原子炉がシャットダウンしている時のみ、燃料の移送のために取り除かれる。

燃料交換システムは、燃料棒、ブランケット、制御棒、そして半径方向遮蔽体といった炉心の各アセンブリの交換を行うのに必要な、そしてまた炉心のアセンブリの取り扱いに付随するその他の機能を遂行するのに必要な設備や機器から成り立っている。燃料取扱機器と装置の見取図 (図1) にシステムの全体の配置を示す。システムは表1にあげた基本条件に合う様に設計される。

原子炉容器内での燃料の取扱いは、原子炉容器を覆っている三つの回転プラグのうちで最も小さいそれに取り付けられた、垂直たて方向引抜き型の炉内移送機 (in-vessel transfer machine: IVTM) によって行なわれる。プラグを回転させ、IVTM で燃料をつかむことによって、燃料を炉容器内で炉心位置から移送位置へ移すが、そこから燃料を移すには EVTM を用いる。IVTM の原子炉への取り付けおよび取りはずしには補助取扱機 (auxiliary handling machine: AHM) を用いる。すなわち、燃料取扱操作期間中において IVTM は原子炉内でのみ用いる。

この他の燃料取扱装置は原子炉サービス建家に設置されているが、それらには使用済燃料のナトリウム中での暫時減衰貯蔵のための炉外貯蔵タンクや、燃料を検査したり燃料を使用済燃料 SHIPPING キヤスクに装荷したりするための燃料取扱セルや、新燃料の受け入れ、検査、仮貯蔵のための新燃料貯蔵セルや、新燃料を新燃料セルから炉外貯蔵タンクへ移すための新炉心構成要素移送機 (new core component transfer machine: NCCTM) がある。

燃料取扱の一連の作業はトラックを用いてサイトに新燃料を受け入れることから始まる。燃料は完全に組み立てられた状態で受け入れられ、軽遮蔽の単一集合体輸送コンテナを用いて、一回の輸送につき12個のコンテナずつ輸送される。遮蔽を行ってあるのは将来においてやや放射能のある LWR からの再処理プルトニウムを使用するのに備えたものである。コンテナは原子炉サービス建家クレーンによってトラックから取り出され、新燃料貯蔵セルにおろされる。セル内クレーンを用いて燃料がコンテナから取り出され、セル内の別々の貯蔵孔に貯蔵される。コンテナ

は次の輸送に備えてトラックに戻される。搬入と搬入の間に燃料集合体は寸法測定や、外観検査や流路閉塞の可能性を見定めるためのガス圧降下試験といった検査を受ける。この様な作業が断続的に1年のうち8か月に渡って続き、新燃料の受け入れ、検査、貯蔵が完了する。新燃料セルは206体の集合体を受け入れる容量がある。

原子炉の燃料交換を行う約ひと月前に、燃料集合体はNCOTMを用いて貯蔵セルから取り出され、炉外貯蔵タンクへ移送される。この装置は軽遮蔽をほどこされており、集合体を一体ずつ取り扱い、燃料集合体の雰囲気を実空気からアルゴンに変える。NCOTMは集合体を貯蔵タンクの中の特別予熱ステーションに移し、そこで燃料集合体はアルゴン中で400°F(204°C)に加熱される。予熱が終ると集合体はEVTMを用いて貯蔵位置のうちのひとつに移送される。

炉外貯蔵タンクは大きな2段式のナトリウムタンクで、650体を収納できる。この容量は2回の燃料交換で取り扱う熱発生体を貯蔵するのに充分であり、また炉心要素を全て取り出す場合に熱発生体を取り扱うにも充分な容量である。熱非発生体(制御棒と半径方向遮蔽体)は、炉心要素を全て取り出す場合には別のアルゴン雰囲気の場合に貯蔵される。通常、上段位置は全ての交換用集合体を取り扱うのに充分である。

交換用新燃料が全てタンクのナトリウム中に貯蔵されたあと、原子炉はシャットダウンされ、燃料交換の準備が始まる。建家の間のハッチが取り除かれ、フロアバルブとアダプタが原子炉に取り付けられる。遮蔽付きキャスクであるAHMが原子炉のポートプラグの除去およびIVTMの取り付けに用いられる。この機械はまた、放射能をおびたそしてナトリウムの付着している制御棒駆動機構を交換や保守のために取り扱うのにも用いられる。

さて、これで燃料交換のための原子炉の準備がととのった。この時点で二つの操作が同時に開始される。EVTMが新燃料集合体を炉外タンクから取り出し、一方ではIVTMと回転プラグが使用済燃料集合体を炉心から取り出し炉心の外の移送位置に入れるが、この位置ではまだ原子炉容器の中である。EVTMは新燃料集合体を炉容器内の第2移送位置に移し、使用済燃料集合体を取り出し、それをタンクへ移送する。一方、IVTMと回転プラグが新燃料を炉心のあいている格子位置に挿入する。これらの操作が、原子炉の燃料交換が終るまで続けられる。

EVTMによって取り扱われる燃料は全てナトリウムで満たされた炉心要素ポットという名の指ぬき形の器に入れられる。この容器はEVTMの中で燃料被覆が最大温度を越えない様に崩壊熱を除去するのに必要である。ナトリウムは熱移送特性が良いので燃料集合体からの熱をポット壁に移送するための媒体に用いられ、熱はこの壁から機械の“冷たい壁”に向かって放射する。“冷たい壁”の外側を強制空冷することによって機械から熱をとる。

燃料交換が終ると、IVTMが原子炉から取りはずされ、格納ハッチの取り付けとその漏洩チェックが行われ、原子炉は再び運転可能状態になる。使用済燃料を炉外貯蔵タンク内で100日間崩壊させたあと、特別製の軌道車を使って輸送容器をサイトに持ち込む。制御棒や半径方向遮

蔽体やいくらか出力の低いブランケット集合体は100日の冷却期間を待たずサイトから積み出せるが、燃料や高出力のブランケット集合体は崩壊して約6KW（最大）になるまで保管される。

9体の集合体を積載したキャスクはサービス建家クレーンによって軌道車から取り出され、機器シャフトを降下して移送台車におろされる。台車は燃料取扱セルの下でキャスクを動かし、それをセルの床に封入する。セルの床のアクセスプラグがセル内クレーンによって取り除かれ、これによってキャスクの中味がセルの装荷装置によって取り扱える様になる。燃料を検査し、輸送キャスクに入れるのに加わえて、セルは燃料取扱機器の何種類かのメンテナンス操作も行える。

9体の集合体はEVSTから取扱いセルへEVTMによって移送され、セル内の10体の収納が可能なナトリウム貯蔵タンクに仮貯蔵される。集合体は1回に1体ずつ貯蔵タンクからガス冷却のつかみ装置によって取り出され、寸法検査を受け、残留ナトリウムを自然流出と集合体の表面に熱いアルゴンガスを吹きつけることによって除去され、そのあと輸送キャスクに入れられる。キャスクは集合体を液体Dowtherm A に浸すことによって、またこれに加わえてキャスク本体のフィンによる自然対流冷却もあるので、合計熱出力が26KW以下であれば9体の集合体を輸送できる。このプラントにはキャスクが2体あり、輸送は全ての使用済燃料が再処理事業者に受け入れられてしまうまで続く。

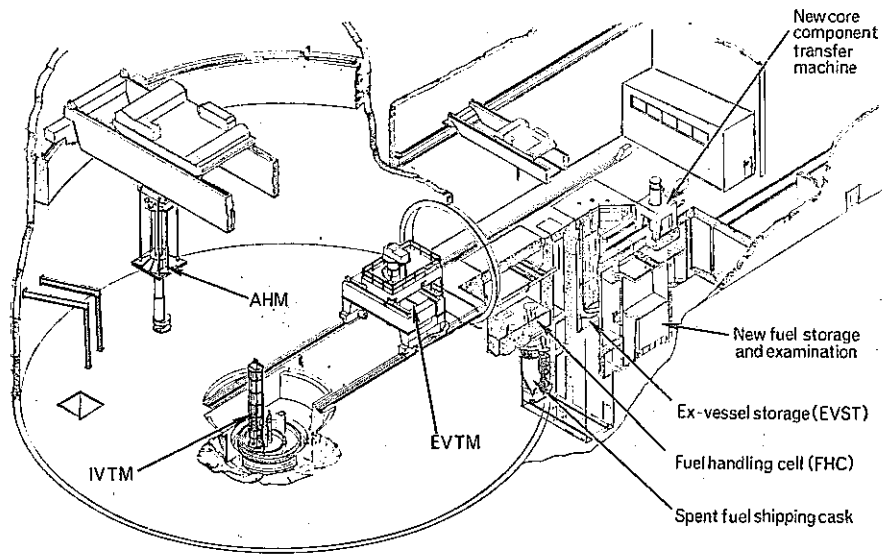


Fig. 1. Layout of CRBRP reactor refuelling facilities.

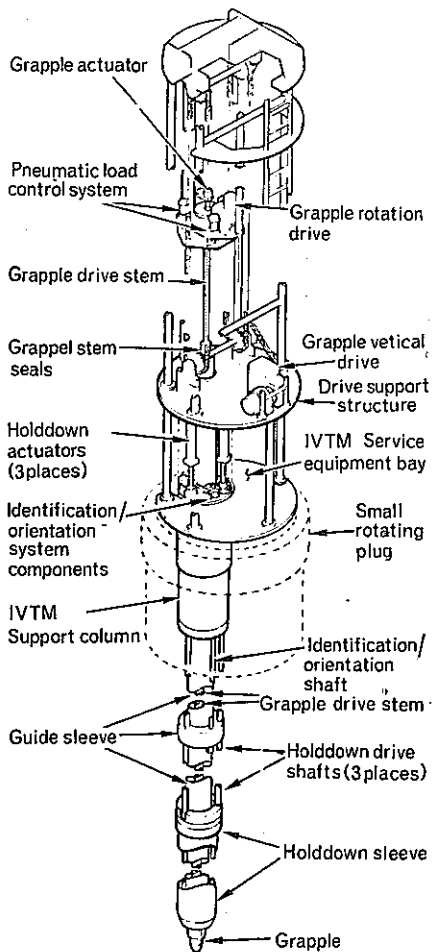


Fig. 2. In-vessel fuel transfer machine

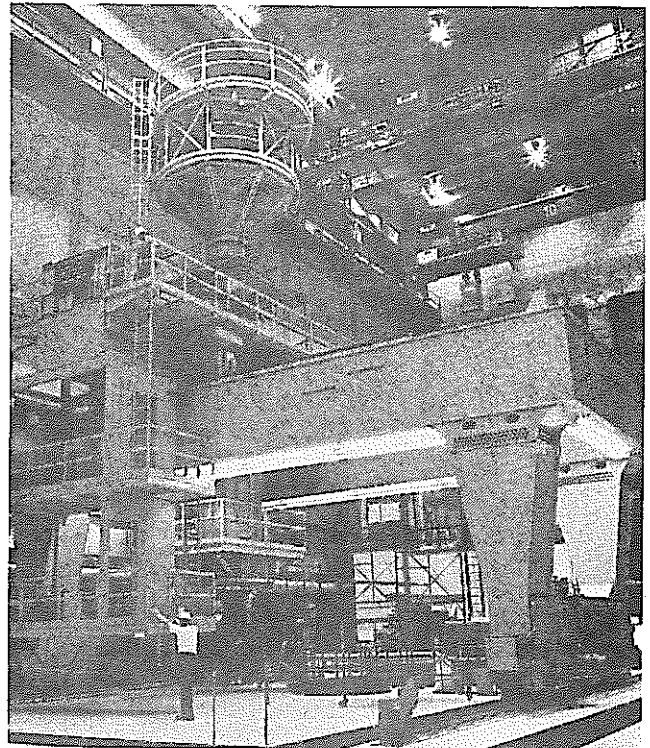


Fig. 3. The closed loop ex-vessel machine (CLEM) developed for the Fast Flux Test Reactor.

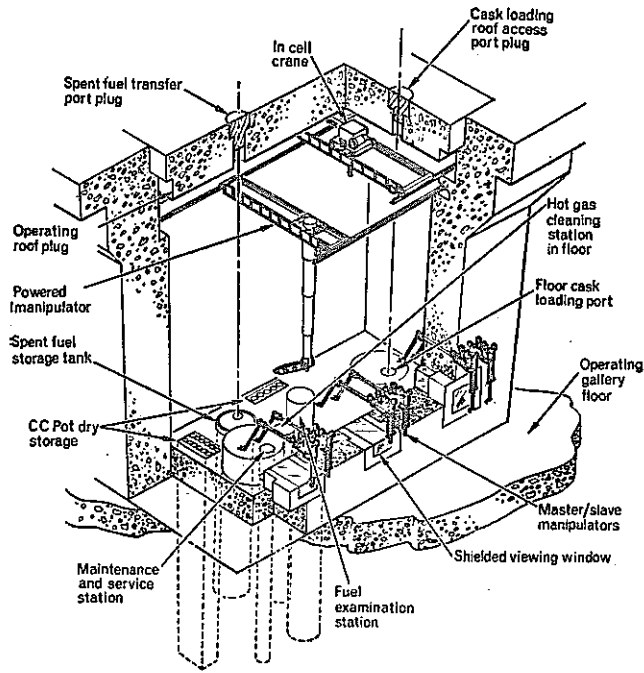


Fig. 4. Arrangement of the fuel handling cell.

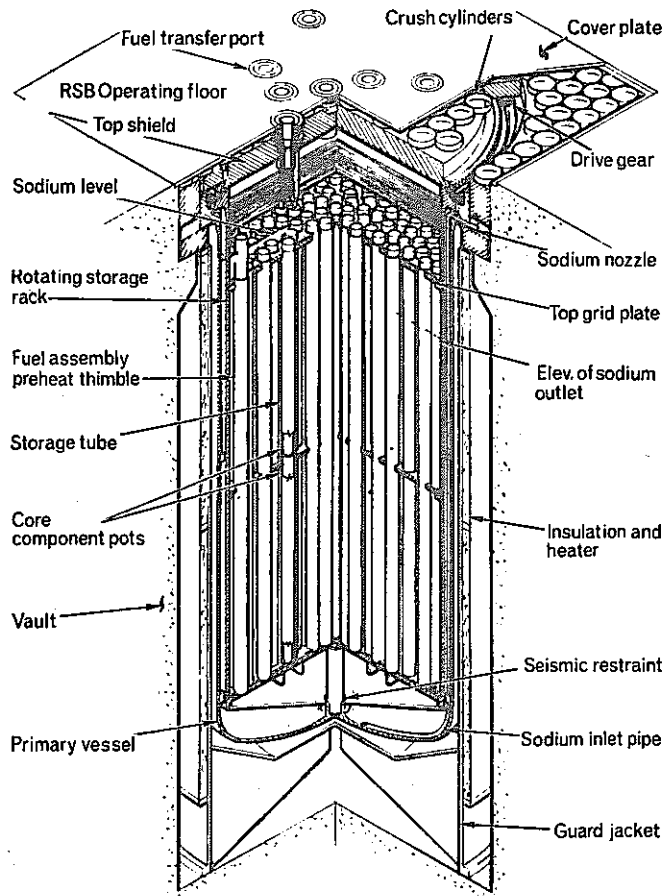


Fig. 5. Ex-vessel tank (EVST).

Table 1. Key requirements of the CRBRP refuelling system

Reactor Refuelling System	— through-the-head refuelling with direct removal capability
Spent fuel cooling capability	— 20 kW (1250°F — 677°C clad temp.)
On-site spent fuel storage capacity	— 650 heat producing assemblies and 480 non-heat producers
Spent fuel shipping	— 100 days after shutdown
New fuel type	— LWR recycled plutonium
Refuelling intervals	— Annual
Average number assemblies handled	— 150 per refuelling
Refuelling downtime	— 20 days

8. Clinch River 増殖炉プロジェクトの balance-of-plant の設計

S. Mcpherson, Burns and Roe 社

balance of plant (訳注：第3章末の訳注参照のこと)は熱エネルギーを電力に変換するという極めて重要な働きをする。この記事は balance of plant の設計上の主な特徴を、タービン発電機に関係する主要な機械的および電気的システムの面から説明するものである。

タービン発電機建家は蒸気発生器建家の北側にあり、タービンがミサイルになる可能性から生ずる問題を小さくするために原子炉格納建家に対して直角に向けられてある。地面から運転床面までの建家の寸法はたて135フィート(41.15m)、横206フィート(62.8m)、高さ40フィート(12.19m)である。運転床面より上の建家の寸法はたて115フィート(35m)、横206フィート(62.8m)で、地面から屋根までは100フィート(30.5m)である。

復水器、復水ポンプ、給水ポンプそして補助ボイラは標高816フィート(248.7m)のマットの上にある。標高836フィート(254.8m)の中2階は数個所の部分的なプラットフォームから成り立っており、これらを通して低圧給水加熱器やグランド蒸気復水器や暖房換気空調機器やさらにこの階に設置された発電機主分離母線ダクトや励磁スイッチギアに近づくことができる。タービン発電機は標高856フィート(261m)の運転床面に設置されている。この階には仮置スペースが用意されており、大きなタービン発電機のコンポーネントや給水加熱器やさまざまな大きな機械や電気機械を置くことができる。運転床面の上30フィート、標高886フィート(270m)、建家の南西隅に鋼製の枠組があり、脱気器給水加熱器と脱気器貯蔵タンクを下から支持している。

主および補助蒸気システム

出力運転期間中においては、主蒸気配管を通して蒸気発生器からの蒸気がタービンへ行き、そこで熱エネルギーが機械的エネルギーに変換され、蒸気は最後に表面復水器で凝縮する。

各蒸気発生器からの蒸気は18インチ(457mm)配管を通して36インチ(914mm)のヘッドでひとつになり、そこから24インチ(610mm)の2つの主蒸気供給ラインに分かれ、タービン発電機へ行く。蒸気ダンプ配管は24インチ(610mm)ラインから分岐して減圧および過熱低減用ステーションへ行き、発電しないかあるいは出力変動の場合には、このあと最後に復水器へダンプされる。

タービンは3600rpmのタンデムコンパウンド非再熱型である。タービン発電機の最大出力

は弁全開の状態では439MW (e)である。原子炉定格負荷状態(100%)のとき、3,340,000ポンド/時、900°F(482°C)、1450psig(102kg/cm²)の蒸気がタービン発電機にはいり、そこで熱エネルギーは376MW、端子電圧22KV、60Hzの電気エネルギーに変換される。タービン発電機はセパレートオーバースピードトリップ機構つきの電子油圧式速度制御システムによって破壊的なオーバースピードから保護されている。タービン低圧排気フードの過圧保護のためにラプチャダイアフラムが設けられている。この他の保護装置としては、排気フードの高温警報およびトリップや抽気ラインの逆止弁を保護のために閉めるパイロットダンプ弁がある。

抽気系には高圧(HP)および低圧(LP)タービンから給水加熱器への高圧および低圧蒸気の抽気経路が設けられている。

原子炉定格負荷運転の際には、約1,150,000ポンド/時(8.69×10³kg/秒)の蒸気が給水加熱のために抽出される。

全ての抽気ラインにはタービンに水がはいるのを防止し、また蒸気逆流によるタービンのオーバースピードを防止するために逆止弁がついている。脱気器への抽気ラインには2つの逆止弁がついている。発電機は力率0.90において定格488MVA、3600rpm、直結、自己励磁、3相、Y結線、60Hz、22,000Vの同期発電機で短絡比は0.58である。

給水および復水システム

給水および復水システムは蒸気発生器に対して、必要な流量、温度、圧力そして化学的条件の給水を供給する。復水ポンプは復水器ホットウェルから凝縮水を吸い込み、それをタービングランドシール復水器と復水浄化器と3段の低圧給水加熱器を経て脱気器に送り込む。表1に復水システムの設計条件を示す。

給水システムは脱気器貯蔵タンクから3ループの蒸気発生システムに対応する三つの主給水調整弁への給水のための流路となっている。2台の50%容量モータ駆動の給水ポンプは脱気器貯蔵タンクから給水を吸い込み、それを2段の高圧給水加熱器を経て蒸気発生器システムへ送り込む。表2に給水システムの設計条件を示す。

復水浄化ユニットは、蒸気発生器システムにスケールが付着したり腐食が発生したりするのを防ぐために必要な水質に、復水を処理するプロセスである。復水ポンプ出口から出た復水は再給水加熱に先立って、2つのオンライン混合床脱塩ユニットによって処理される。復水浄化プラントは連続運転および運転中再生が可能な様に設計されている。

復水ポンプの流量はだいたい1,000,000ポンド/時(7.55×10³kg/秒)から2,970,000ポンド/時(2.25×10³kg/秒)まで可変であり、蒸気発生器給水ポンプはだいたい1,300,000ポンド/時(9.83×10³kg/秒)から3,890,000ポンド/時(2.94×10³kg/秒)まで可変である。復水の温度は、通常運転の場合、100°Fから300°F(38°Cから150°C)である。給水温

度は、通常運転の場合、300°Fから456°F（150°Cから240°C）である。

熱除去システム

熱除去システムは機械通風湿式冷却塔を用いた閉ループ冷却システムである。プラントの熱除去負荷は主として主復水器経由の蒸気出力変換サイクルからの熱である。残りの熱負荷は機器の冷却のためのヒートシンクの機能を果たすさまざまなプラントサービス水システムからのものである。熱負荷は冷却塔での蒸発および顕熱移送によって、閉ループ循環水システムから周辺の空気に移される。熱除去システムにはまた、循環水および復水器の汚れ防止システムも付属している。

循環水システムは冷却塔、復水器、循環水ポンプ、そしてこれらに関連する弁や配管から成っている。循環水ポンプは冷却塔の近くに設置され、冷却水を冷却塔の水貯めから復水器を経て冷却塔の分配ヘッドへ循環させる。熱除去システムの設計条件を表3に示す。蒸発やドリフトやブローダウンの分を埋め合わせるための熱除去システムへの補給は川水サービスシステムによって行なわれる。このシステムは2つの10,000 gpm（37,850リットル/分）のポンプとそれらに関連する弁そして穴あき管取水口構造物から成っている。穴あき管取水口構造物は2本のパイプから成り、それぞれがポンプに20,000 gpmを供給できるものであり、クリンチリバーの岸から約75フィート（23 m）のところに沈められることになっている。穴あき管取水口は在来のトラッシュレイクアンドトラベリングスクリーン（trash rake and travelling screen）型取水口に対して、環境および経済上の長所が際立っているので提案されている。

冷却塔は周囲の湿球温度が76°F（24.4°C）のとき、100%定格状態で108°F（42°C）の水を86°F（30°C）に冷却できる様に設計されている。機械通風の湿式冷却塔はだいたい80%の潜熱移送と20%の顕熱移送を利用している。復水器は表面型で、低圧排出蒸気の熱を循環水で取り除き、凝縮水にする。循環水システムは弁全開のタービン負荷を史上最大の周辺湿球温度で処理し、タービンの背圧を5インチ（127 mm）HgA以下にする様に設計されている。

空気除去システムは復水器シェルから吸引する100%能力の真空ポンプを2台持っている。スタンバイしている真空ポンプは、運転中ポンプが故障したり復水器シェルの真空状態が悪くなった場合に自動的に起動する。

送電システム

送電システムの設計には二つの別々のそして異なる電気ヤードが含まれているが、それは発電ヤードと起動準備ヤードである。二つのヤードはそれぞれ161KV送電線を使用しているTennessee Valley Authorityの電力網につながっている。発電ヤードは格納建家のプラント南北中心線の上にある。大きさはだいたいたて170フィート、横180フィート（51.82 m×54.86 m）である。起動ヤードはだいたいたて160フィート、横210フィートで、発電ヤードか

ら約300フィート東, 170フィート南にある。発電ヤードに最も近い建家はタービン発電機建家である。

発電機ヤードは主変圧器を経て主発電機に接続されており, 発電機の端子から変圧器の低圧端子までは位相分離母線を使い, 高圧端子からヤードまでは高架ケーブルを使っている。ユニット補助変圧器は通常のプラント補助負荷電源であり, 起動変圧器の位相分離母線導管システムの不可欠な部分である。予備ヤードは二つの予備起動変圧器を経てプラント補助電源配電システムに接続されており, ヤードから高圧変圧器端子までは高架ケーブルを使用している。予備変圧器の2次電圧は非分離母線管を用いて, プラント中間電源システムに接続されている。

通常プラント運転においては, 420MVAの出力が161KVでTVAの送電システムに供給される。タービン発電機や原子炉がトリップした場合には, ユニットは負荷遮断スイッチによって隔離されるが, ステップアップ変圧器やユニット補助変圧器の励磁は保たれる。これによってプラント補助負荷への通常の給電が維持される。

プラントの起動時あるいは発電機ヤードから補助変圧器への電源が喪失した場合は, プラントの補助負荷には二つの起動予備変圧器のうちどちらかから給電できる。

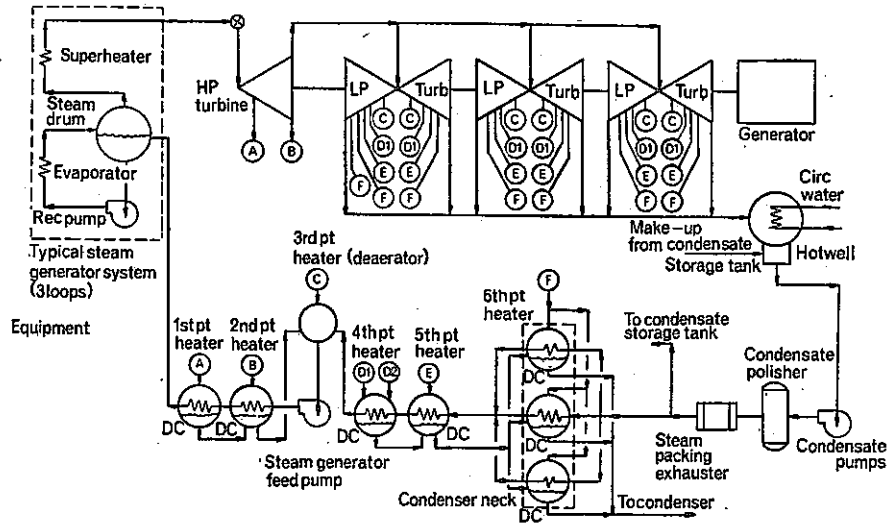


Fig. 1. Power cycle schematic for the Clinch River breeder reactor project.

Table 1. Condensate system design basis

Condensate Pump			
Number	2-full capacity		
Flowrate - gpm (l/s)	7000 (440)		
Head - ft (m)	1000 (304.8)		
Drive	Motor		
Horsepower - hp	2000		
Temperature - deg. °F (deg. °C)	125 (51.7)		
Pressure - psig (kg/cm ²)	500 (35.15)		
Low Pressure Feedwater Heaters			
	4th PT	5th PT	6th PT
Number	1	1	1
Type	Closed	Closed	Closed
Duty - million Btu/hr (k.cal.)	100 (25.2)	100 (25.2)	100 (25.2)
Deaerator			
Number	1		
Type	Open		
Duty - million Btu/hr (k.cal.)	242 (48)		

Table 2. Feedwater system design basis

Steam Generator Feed Pump		
Number	3-half capacity	
Flowrate - gpm (l/s)	4000 (251.5)	
Head - ft (m)	5000 (1524)	
Drive	Motor	
Horsepower	6000	
Temperature - Design, °F (°C)	350 (176.7)	
Pressure - Suction in psig (kg/cm ²)	80 (4.2)	
High Pressure Feedwater Heaters		
	1st PT	2nd PT
Number	1	1
Type	Vortical	Vortical
Duty - million Btu/hr (k.cal.)	360 (90.7)	360 (90.7)

Table 3. Heat rejection system design

Circulating Water Pumps	
Number	4
Capacity - gpm (l/s)	48 000 (3020)
Head - ft (m)	100 (30.5)
Drive	Motor
Horsepower	1500
Condenser	
Surface Area - ft ² (m ²)	248 000 (22 854)
Number of Tubes	13 400
Tube Diameter - in. OD (mm OD)	1.0 (25.4)
Tube Velocity - fps (m/s)	7.0 (2.134)
Water Flowrate - gpm (l/s)	185 000 (11 630)
Circulating Water Rise at rated load °F	22 (5.8)
Cooling Tower	
Type	Mechanical Draft
Number of Fan Cells	10
Flow - gpm (l/s)	218 000 (13 700)
Approach - °F (°C)	10 (-12.2)
Range - °F (°C)	22 (-5.8)
Size: Length - ft (m)	400 (121.9)
Width - ft (m)	55 (16.76)
Height - ft (m)	60 (18.3)