CANDU 炉 について

(電源開発(株)原子力部) 大塚 益比古, 三田 重男

CANDU とはカナダが開発した天然ウラン・重水減速型原子炉をいい、CANada Deuterium and Uranium に由来する。世界では今日までいくつかの種類の原子炉が考案され開発されてきたが、すでに発電用実用炉と自他ともに認められる段階まで来たものは軽水炉と CANDU 炉のみであろう。

本稿では、幅広い分野の読者を念頭において CANDU 炉についての一般的解説を試みる。

1. 歴史的 背景

1. カナダの原子力研究の始まり

第2次世界大戦中の原子爆弾の開発をめぐる経緯については、今日いくつかの本によって広く知られている。

1940年、フランス降伏の際、同国の2人の原子物理学者は貴重な重水をたずさえてイギリスに逃れた。やがてイギリスはこの英仏連合の研究陣をアメリカに移してマンハッタン計画(原爆計画)に参加することを望んだが、アメリカの同意を得られず、その結果カナダに移すことになった。この英加仏連合体を指導したのがコックロフト教授(英)である。この研究陣はアメリカの原爆開発に直接参加せず、重水を利用する原子炉の実現を目指した。

世界最初の原子炉が、フェルミの指導によるシカゴ・パイル(1942年12月臨界)であることはよく知られているが、このアメリカを除けばカナダの ZEEP(Zero Energy Experimental Pile, 1945年9月臨界)が最初である。それはオンタリオ州オタワ河岸のチョークリバー研究所に作られた。

この研究所では、さらに研究炉 NRX (1947年臨界) および NRU(1957年臨界)を作ったが、それらは中性子密度の高い大型の研究炉として世界の注目をひいた。わが国の国産研究炉 JRR-3 が NRX をモデルにして設計されたことを覚えている方もあろう。

研究炉の成功に刺激されてカナダでは原子力発電の可能性が議論され始め、早くも1951年には具体的構想が出された。その提案者ルイス(W.B. Lewis)は、その後のカナダの原子力研究開発において永く指導的役割を果たすことになる。

彼の基本的考え方はこうである。発電用の原子力プラントは火力発電プラントに比べて建設費がかさむだろうことは避けられない。経済的な原子力発電を実現

するためには、発電原価の中の燃料費をできるだけ低くすることが不可欠の条件になる。原子炉内の中性子を無駄にしない点で最良の物質である重水と、カナダに豊富に産する天然ウランの組合せによって、この条件を達成しようと彼は考えた。

2. 動力試験炉 NPD

ルイスの提案した発電方式の妥当性を立証するため、試験炉 NPD (Nuclear Power Demonstration, 発電端出力 25,000kW) が計画され、カナダ産業界の参加を求めて概念設計が始められたのは、1954年のことである。

当初 NPD は圧力容器型(厚肉の大型容器の中に炉心を一体として収める方式)で設計され始めたが、圧力管を利用する方が製造の面でカナダ産業の水準に適しており、また将来出力を大きくする場合にも同一設計の圧力管構造の数をふやすことで対応でき、さらに後述するような利点を取り入れた圧力管方式に変更された。この方式では、多数本の管を規則正しく平行に配置して、それぞれの管の中に燃料体を挿入する。

普通の水(軽水)にしても重水にしても常圧では100℃ないしその近くで沸騰し、それ以上の水温にはならない。発電効率を上げるためにはもっと高い温度がほしいので、水を加圧する必要がある。圧力管方式では各圧力管の管壁によってその圧力を支えている。

NPD の設計では、この圧力管の配置を縦にするか、横にするか、その利害得失について検討した結果、水平配置を採用した。そのため、圧力管の両端から燃料体の出し入れができるようになり、しかも原子炉の運転を止めることなく燃料の取替えができるように工夫された。

NPD は1962年に運転を開始し、燃料体の試験を初め発電所要員の訓練にも用いられ、また冬の電力需要期

CANDU System, Masuhiko OTSUKA, Shigeo MITA.
(1981年 3月31日 受理)

には電力供給のためにもっぱら働いている。

II. 設備の概要

1. プラント

CANDU 発電プラントの概要を紹介するため、本稿では CANDU600(60万 kW 級 CANDU 標準炉の意)を取り上げる(第1～3図)。

円筒(直径約7.6 m, 長さ約6 m)を横にした形のカランドリアと呼ばれる容器の中には約260 tの重水が満たされている。重水は原子炉内を走る中性子を減速させる働きをしており、減速材と呼ばれ、常圧かつ常温に近い状態にある。

カランドリアを貫いて水平に380本の2重管が並んでいる。2重管の外側をカランドリア管(外径13 cm 強)といい、その外面は減速材重水に接している。内側の管を圧力管といい、どちらも中性子の無駄を少なくする目的でZr合金が用いられている。2重管のもつ隙間(約10 mm)は熱絶縁の働きをする。そこにはCO₂が満たされていて、その湿分を監視することによって万一の管の漏れを速やかに発見できる。

圧力管は、その中に燃料体が挿入されているので燃

料チャンネルとも呼ばれ、その中を別の重水が流れている(最大流速9 m/s強)。この重水は冷却材と呼ばれ、核分裂反応によって発熱する燃料体の表面から熱を奪って原子炉の外へ運び出す役目をする。原子炉の出口で重水は約310°C, 約100気圧である。燃料チャンネルの両端には冷却材の出入りのための配管(出入口管)が接続されている。

原子炉を出た高温の重水は蒸気発生器に向う。その後、ポンプによって原子炉に戻される。この循環系を1次冷却系といい、ここには約200 tの重水が入っている。

蒸気発生器では別の系統(2次系)の水(軽水)を沸騰させ、蒸気はタービン発電機に送られる。その点では軽水炉のPWRと同様である。

原子炉の出力を制御したり、反応を停止するための制御装置は、カランドリアの上方に置かれてあって固体の制御棒*を重力を利用して減速材中に挿入ないし落下させる。これとは全く独立に、中性子吸収力の強い溶液(硝酸ガドリウム)を減速材中に急速注入する装置をもっており、この系統だけでも原子炉の緊急停止ができる。

格納容器については、CANDU 600 の場合には、円筒形の格納容器の中に原子炉および付属機器を収納し、PWR の場合の格納方式に類似している。格納容器の大きさは内径41 m, 高さ51 m で、容積の点でも軽水炉の場合と同程度である。

ちなみに、オンタリオ州では後述のように原子炉を4基並べる方式が標準化しており、真空建屋と呼ばれる空洞の建屋を別に用意し、導管によってすべての原子炉建屋と連結させ、万一の場合の異常圧力上昇をそれによって処理するという独得の方式が採用されている。

2. 燃料体

燃料体、詳しくは燃料集合体は、37本の燃料棒の束からできている(第4図)。その燃料棒(燃料要素)は、指の太さ(直径約13 mm)ほどのさや(被覆管、ジルカロイ-4製)の中に、天然ウランの酸化物(UO₂)の粉末を焼き固めたもの(ペレット)をつめて両端を密封したものである。その37本の両端をそれぞれ1枚の端板に溶接して燃料集合体となる。

燃料集合体の長さは約50 cm, 重量24 kg 弱である。集合体は、燃料ペレット、被覆管のほかに4種類の単純な部品から構成されており、その組立て工程は簡単

* ステンレス鋼被覆のカドミウム。出力制御用4本、緊急停止用28本。

第1図 CANDU 炉の概念図

1. カランドリア	8. カランドリア管	15. 原子炉制御装置用案内管
2. カランドリア・タンク	9. シャヘイ銅球	16. 中性子束検出装置
3. 管板 (カランドリア側)	10. シャヘイ銅板	17. ポイズン注入ノズル
4. 管板 (燃料取替機側)	11. 圧力逃がし管	18. 炉外中性子束検出器ハウジング
5. 鉄水スリーブ	12. 破壊板	19. 鉄水シャヘイ体冷却水管
6. 圧力管延長管	13. 減速材入口管	20. 原子炉シャヘイ水槽
7. 出入口管	14. 原子炉制御装置用ノズル	

第 2 図 CANDU 炉の構造(CANDU 600)

1. 主蒸気配管	7. ダウジング水系	12. 減速材循環系
2. 蒸気発生器	8. クレーン・レール	13. 配管用ブリッジ
3. 一次冷却材ポンプ	9. 燃料取替機	14. 補助建屋
4. カランドリア	10. シャヘイ扉	15. 格納容器
5. 出入口管	11. カテナリ (燃料取替機用
連絡ライン)	
6. 燃料チャンネル延長部		

第3図 CANDU 600 格納容器内の概観

である。

原子炉の燃料チャンネルのそれぞれには、12個の燃料集合体が1列になって並んでいる。

カランドリア・タンクの両端面は放射線遮蔽層でおおわれているが、燃料チャンネルの両端はその層を貫いて原子炉の外面に突出している。遠隔制御で操作さ

れる2台の燃料取替機が目的の燃料チャンネルの両端に接近して接続される。一方の側の取替機に入れてあった新燃料体(8個)をチャンネル内に挿入すると、チャンネル内にあった12個のうちの8個が他方の取替機の中へ押し出される。

チャンネルの中央は中性子が多く核分裂がよく起

るが、上述の燃料取替法では、チャンネルの入口付近にあった4個の燃料体は次回の取替作業の折りには出口付近に移動し、その次の機会に炉外に出る。したがって、それだけ炉内滞在期間が長く、燃料体の燃焼度の向上に役立つ。

Ⅲ. 建設利用状況

1. CANDU-PHW

前章までに述べてきたCANDU炉は、減速材はもちろん冷却材にも重水を用いており、詳しくはCANDU-PHW (Pressurized Heavy Water) という。その型の試験炉 NPD のあと、原型炉ダグラスポイント(22万kW, 1968年運開)がオンタリオ州ヒューロン湖岸に作られた。

最初の実用炉はピカリングA発電所(54万kW×4基, 1971~73年運開)であって、トロントに近い同州オンタリオ湖岸にある。さらに大型のブルースA発電所(79.1万kW×4基, 1977~79年運開)はダグラスポイントと同じ地域にある。この発電所では発生熱量に余力があって、別に蒸気を生産して傍らにある重水製造工場に供給しており、仮に発電専用であれば90万kW

級の能力をもっている。

建設中のものとしては、ピカリングB(4基)およびブルースB(4基)のほかに、さらにピカリングの北東にあるダーリントン(93.4万kW×4基)でも建設されている。これらのCANDU発電所はすべてオンタリオ州電力公社(オンタリオハイドロ, OH)が運転および建設中のものである。

カナダにおける原子力研究開発は、基礎研究から原子炉・核燃料の開発・設計まで、カナダ原子力公社(AECL: Atomic Energy of Canada Ltd.)によって行われており、AECLとOH社とは緊密な連繋を保って開発利用を進めている。

オンタリオ州は石油にも石炭にも恵まれず、水力も事実上開発しつくされ、現有の発電設備合計2,400万kWのうち、約半分(1,200万kW)がアメリカからの輸入炭火力、残りのざっと半分ずつが水力(650万kW)と原子力(550万kW)である。発電量でみれば、すでに原子力が3割を占めている。

OH社は原子力開発の初期からきわめて積極的な姿勢で取り組んできており、自社用の重水は自分の手で(ブルース工場)生産している(それ以外の重水はAE

第4図 燃料集合体(長さ49.5cm, 外径10.2cm)

CLが生産している)。

オンタリオ州以外では、隣りのケベック州(ジョンティ2号)および東海岸のニューブランズウィック州(ポイントプロ)で1基ずつ建設中である。同型のものが韓国およびアルゼンチンでも1基ずつ建設中であり、ルーマニアにも輸出された。それらはすべて CANDU600 であって、AECL が標準型 CANDU として設計したものである(第1表)。

AECL ではさらに大型標準炉(95 万 kW)および120 万 kW 級 CANDU の設計検討を進めている。

かつて小出力の CANDU をパキスタンとインドに輸出したことがある(1972, 73年運開)。インドはカナダから提供された研究炉の使用済み燃料を処理して、1974年原爆実験を行った。原子力の平和利用に徹しているカナダは、それ以降インドへの原子力協力から一切手を引いている。

第 1 表 CANDU 標準設計(ジョンティ2号)主要諸元

項 目	仕 様	項 目	仕 様
発電所電気出力(発電端)	685 MWe	平均燃焼度	7,500 MWd/t
〃 (送電端)	638 MWe	最高線出力密度	54.1 kW/m
原子炉熱出力	2,180 MWt	燃料棒最高温度	1,900°C
熱効率(発電端/送電端)	31.4/29.3%	被覆管最高温度	326°C
原 子 炉		最高チャンネル出力	6.5 MW
型 式	横置圧力管型	比出力	25.4 W/g・UO ₂
減 速 材	重 水	燃料棒最高表面熱流束	128.85 W/cm ²
冷 却 材	加圧重水	1 次冷却系	
燃 料	天然U	圧力(炉入口/出口)	112.7/105.0 kg/cm ² ・a
カランドリア・タンクサイズ	7.60×5.94 m	温度(〃)	267/312°C
(直径×長さ)		流量(全炉心)	7,600 kg/s
有効炉心サイズ	6.29×5.94 m	インベントリー	199.1 t
(直径×長さ)		蒸気重量率(炉出口)	3.0%
圧力管材料	Zr-2.5%Nb	1 次冷却材ポンプ基数	4
〃 長さ	6.3 m	蒸気発生器基数	4
〃 内径	10.3 cm	〃 伝熱管材料	インコロイ-800
〃 肉厚	4.19 mm	2 次冷却材系	
カランドリア管材料	ジルカロイ-2	蒸気圧力(S/G出口)	47.9 kg/cm ² ・a
〃 長さ	5.99 m	〃 温度(〃)	260°C
〃 内径	12.9 cm	〃 流量	1,033 kg/s
〃 肉厚	1.4 mm	減速材系	
燃 料		温度(最高)	71°C
燃料チャンネル数	380	インベントリー	263.3 t
炉内装荷量	95 t UO ₂	原子炉格納容器	
燃料集合体数	4,560	形 式	プレストレスト コンクリート
〃 長さ	49.5 cm	内 径	41.4 m
燃料棒数/集合体	37	壁 厚	1.066 m
燃料棒外径	13.1 mm	高 さ	51.2 m
被覆管材料	ジルカロイ-4	設計圧力	2.26 kg/cm ² ・a
〃 厚さ	0.4 mm		
燃料ペレット直径	12.2 mm		
〃 密度	10.6 g/cm ³		

2. CANDU-BLW など

すでに述べたように、CANDU 炉では圧力管によって減速材と冷却材が分離されている。したがって、目的によっては冷却材に重水以外の流体を利用することが考えられる。

冷却材に軽水を用い、燃料チャンネルを縦型にしてその中で直接沸騰させる型式をCANDU-BLW(Boiling

Light Water)という。重水所要量を節減できる反面、中性子の無駄が増す。その原型炉(ジョンティ1号, 26.8万 kW, ケベック州)は1971年から運転に入ったが、運転性能が思わしくなく、それ以外の故障もあって満足な成績をあげていない。

誤解を避けるために付記すると、イギリスの SGH-WR やわが国の ATR は CANDU-BLW と類似してい

るが、燃料が天然Uではないため、上述の運転の不安定性が生じない。

また有機材(ベンゼン核2,3個が結合したもの)を冷却材とする方式は CANDU-OCR(Organic Cooled Reactor)と呼ばれる。マニトバ州のホワイトシエル研究所(AECL)ではこの型式の研究炉 WR-1(1965年運開)が運転されている。この特長は、高圧をかけることなく、10~20気圧のもとで400°C程度の高温が得られるところにある。

Ⅳ. CANDU-PHWの技術的特徴

1. 稼働率

CANDU 発電所の実績を見ればその稼働率(正確には設備利用率)が優れていることがわかる。最近の2年間については(発電端出力計算)

	1979年	1980年
ピカリングA(4基平均)	85.0%	83.3%
ブルースA(4基平均)	74.9%	87.2%

であり、またそれ以前も、例えば世界の発電炉(出力50万kW以上のもの計104基)の累積稼働率(運転開始から1979年1月までの積算)の比較では、上記8基のうち6基が上位7位の中に入っている。

2. 天然U燃料とその利用率

CANDU 炉では濃縮工程に頼ることなく天然Uを直接燃料に用いて経済的な発電を実現している。天然U 1tからは平均7,500MWdの熱が得られ、電力にして約56,500kWhを生産するが、この値は軽水炉の場合と比較してほぼ20%大きく、核燃料資源を有効に燃焼させていることがわかる。それは、減速材にも冷却材にも重水を利用することによって、中性子の無駄な消耗をできるだけ少なくした結果である(中性子経済が良いという)。

3. 燃料転換比

中性子経済が優れていることのいま1つの特色として、燃料中の ^{238}U から ^{239}Pu への転換効率が高い。使用済み燃料についても、その中に含まれる核分裂性Puの量は、発生電力量当たりで比較して軽水炉の場合の約2倍に近い。

カナダでは後述のようにCANDU 炉を用いてThを核燃料資源として利用する長期構想をもっているが、その場合には、Thから ^{233}U への転換効率がよく、ほぼ増殖に近いサイクルが期待されている。

4. 圧力管方式に伴う特徴

(1) 制御系の信頼性

既述のように、CANDU 炉では原子炉の緊急停止のための独立2系統の制御装置がいずれも減速材中で作

動する。減速材は常圧かつ常温に近い状態にあり、このことは制御機構の基本的信頼性の点で好ましい。

(2) 熱吸収源

原子炉の安全性検討では1次冷却系配管の破損(冷却材喪失事故LOCA)を問題にする。CANDU 炉では炉内の重水の半分以上が減速材であり、冷却材のエネルギー保有量が少ない。このためLOCA時に格納容器内の圧力上昇が小さく、また、常温近くに保たれている減速材重水の冷却作用によって炉内燃料の温度上昇が抑制される。

(3) 炉特性

燃料チャンネルに燃料体を挿入する際、その方向は相隣るチャンネルごとに逆になっている(それに応じて冷却材の流れの方向も逆になっている)。その結果、炉心のもつ核反応特性が一方に偏ることがなく、燃料の燃焼性能の向上に役立っている。

運転中燃料取替えを行う結果、炉内の、核分裂に必要な物質の量は常に必要最小限に近い。したがって、炉心のもつ反応度(核分裂連鎖反応を維持する能力がもつ余裕の程度)を抑制する個々の制御系の能力も小さく、反応度制御系の故障や誤作動によって異常に大きな反応度が付加される危険がない。

(4) 破損燃料検出

燃料被覆管に破損が生じると、中にある放射性物質の一部が1次冷却系中に漏れ出す。CANDU 炉では燃料チャンネルごとに検出装置がついているので、燃料破損は直ちに発見され、原子炉の運転を止めることなく新燃料に取り替えられる。

ピカリングA発電所の運転初期に若干の燃料破損が発生したが、この検出・取替方式により原因の解明や改良燃料体の使用試験が効率よく実施され、1972年末にはCANLUB燃料と呼ばれる燃料体が開発され、満足すべき成績をあげている。

CANDU 発電所では冷温の停止状態から全出力運転に至るまでの時間は5時間半であり、それによって燃料体の健全性に影響することがない。これは、他炉型の現況と比べても著しく優れた特長であり、さらにまた現在建設中のダーリントンでは日負荷調整運転(夜間電力の需要が少ないことに対応して毎夜出力を下げて運転すること)を計画している。

(5) 水質管理

減速材中には、反応度制御の目的で中性子を吸収しやすい物質の溶液*を添加するが、冷却材重水は分離

* 長期制御用にはボロン溶液、短時間用にはガドリニウム溶液を用いる。

されているためその影響を全く受けず、水質を常に最適の状態に維持管理できる(pH: 10.2~10.8)。

その結果、1次冷却系の配管には炭素鋼が採用されており、プラントの経済性に役立つばかりでなく、通常のステンレス鋼管に伴う応力腐食割れ(SCC)の問題が避けられる。

(6) 1次冷却系の除染

原子炉を長期間運転すると、1次冷却系の内壁に微細な放射性物質の付着や沈殿が生じ、その周辺の放射線レベルが上昇する。

AECL では薄い有機酸を利用して洗浄する方法を開発し、ダグラスポイントで実用して成功を収めた。この方式はCAN-DECONと呼ばれ、1次冷却系重水を抜くことなく実施でき、所要期間もきわめて短い(実績で75h、将来予測36h以下)。

(7) 圧力管交換

万一圧力管に漏れが生じた場合には直ちに検出される(既述)ばかりでなく、原子炉を停止してその圧力管を交換することができる。事実、ピカリングAの3号機と4号機で、圧力管と圧力管延長部との接合部(ロール・ジョイント)に施工不良を原因とする欠陥が発生し、計69本の圧力管を交換した。

施工方法の改善により問題は解決されたが、原子炉構造のうち中性子の照射による影響を最も受ける部分が現実には交換可能である事実は、実用プラントとして望ましい特徴である。

5. 耐震性

カナダでもわが国やアメリカと同様の耐震設計手法を用いているが、比較的地震活動の低いカナダ東部に建設されているため設計条件に若干の差がある。

しかし、ルーマニア向けや、目下商談中のメキシコ向けなどの耐震性は、AECLにとっても大切な事柄になりつつある。著者らの所属する電源開発では数年来AECLと協力して耐震検討を進めてきた。

軽水炉の場合と類似する蒸気発生器や格納容器などについてはここで説明する必要はないが、特有のものとして、多数の水平管からなる炉心構造とその制御機構、多数の出入口管、運転中燃料取替えを行う取替機があげられる。

特に炉心構造については、仮に補強策をとることによって天然U燃料の有効利用が阻害されるような事態になっては意義を失うので、当初から最重点課題として取り組み、すでに国内で実験(縮尺 $\frac{1}{2}$ の半炉心実験、実寸の燃料チャンネル実験および実物の制御棒落下試験)を実施した。その結果、原設計の炉心構造がわ

が国の耐震条件を満足することを確認することができた。また出入口管や燃料取替機の支持方法についても若干の改良を施すことによって対応しうる見通しを得ている。

6. 安全性

すでに触れたように、CANDU炉では内蔵されている反応度の幅が常に小さく、しかも重水炉の特長として中性子の寿命が長いために原子炉の出力変動が常にゆるやかである。

また既述のCANDU-BLWの運転の不安定性に鑑み、CANDU-PHWについて念入りに調査した結果、それは十分の安定性をもっている(専門的には、反応度の冷却材ボイド係数の問題であり、今日ではその正負よりも、絶対値の小さいことが肝心であることが認識されている)。

電源開発側では、CANDU炉の安全性を確認する上には、水平に置かれた燃料チャンネル内の熱的挙動について、異常時を含めて詳しく研究しておくことが最重要であると考え、すでに国内において実寸の模擬燃料体(電気加熱)を用いた試験を実施中である。

また同社の関心の一つとして、軽水炉を対象として安全設計指針や技術基準が整えられたところにCANDU炉の安全設計思想が受け入れられるか否かの問題がある。同様の関心は、アメリカ政府の委託によりアルゴンヌ国立研究所(ANL)などにあって、われわれと同様に基本的に適応可能という結論に達している。

7. トリチウム対策

重水(D_2O)は中性子を吸収しにくい物質であるが、その重水素(D)が中性子を吸収することによってトリチウム(三重水素, T)となり、TDOの形で重水中に蓄積される。

CANDU炉の場合、冷却材の重水は加圧状態にあるため、重水の漏洩の防止ないし低減のために、開発の初期から努力が積み重ねられて来た。しかし原子炉建屋内での微量の漏れは避けられず、保守作業員の被曝線量のうち大略 $\frac{1}{2}$ がトリチウムによるものである。

従業員被曝の規制は国際勧告(ICRP)の線でなされており、被曝量の実績も軽水炉に比較して劣るものではない。

しかし、トリチウムの半減期は約12年であるため、今後トリチウム濃度は増加するし、従業員被曝の低減を図ることは発電所管理上も有効であるため、ピカリング発電所では重水からトリチウムを回収する装置の採用に踏み切り、1985年から操業が予定されている。

ちなみに、トリチウムは核融合炉開発を含めて世界

的に需要があり、OH 社の皮算用ではその販売によって年間数100万ドルの収入を予想している。

V. 燃料サイクル

参考までにカナダの燃料サイクルの考え方について簡単に触れておこう。

カナダでは現在CANDU 発電所からの使用済み燃料は所内のプール中に貯蔵されている。発電電力量当たりの使用済み燃料の分量は軽水炉の場合に比べて約4倍になるが、臨界の危険性がないため詰めて貯蔵されるので、所要のプールの容積は軽水炉に比べて遜色はない。

一方、ホワイトシエル研究所では使用済み燃料を乾燥状態でコンクリート容器に密封して貯蔵する方式を開発中である。

いずれにしても、カナダでは使用済み燃料を直ちに再処理してPuをいま再利用する考えにはないため、CANDUはワンス・スルー方式であるとされている。

しかし同国の原子力長期構想においては、21世紀の初めにはThを核燃料資源として利用することを考えており、それまでに蓄積されたPuによってThサイクルを始動させる(Th単独では燃料になり得ない)。しかもCANDU炉ではThサイクル(Th- ^{233}U)によって増殖炉に近い性能が期待されることはすでに述べた。

Th燃料の研究は早くから地道に進められて来たが、1980年からNPDで、また1981年からダグラスポイントでPu添加Th燃料体の実用試験が開始される。

そもそもCANDU炉の最大の特徴は、天然Uを燃料として実用発電を実現し得たところにある。周知のように、天然Uの場合は ^{235}U は0.71%しか含まれない。濃縮Uや、Puを添加した天然UないしThは、天然Uよりも連鎖反応能力が高いので、それらをCANDU炉の燃料として利用できるのは当然のことであり、したがって、この炉型は各種燃料への適応性が高いという特色をもっている。

事実カナダでは、とりわけOH社においては、最終

的にはThサイクルになるとして、それ以前の間期間にどのような燃料を利用するのがより望ましいかについて絶えず検討を重ねている。近年カナダのU埋蔵量見通しは増大しており、U価格が高騰する時期が先に延びるにつれて、Thサイクルの経済性は21世紀に入ってもすぐには成り立たない可能性が見えて来た。

かねてからCANDU炉の場合、その中性子経済が優れているため、濃縮度1%(^{235}U を1%含有する意)の微濃縮Uを用いれば燃焼度が倍増することが知られており、そのために必要な原子炉の設計変更は大きなものではないと予想されている。この予想が確認されれば、資源的にも経済的にも魅力があるので、濃縮Uの今後の国際市場での入手可能性も含めて、OH社では現在その詳細検討を進めている。

いずれにしても、U資源に恵まれたカナダの場合には使用済み燃料の再処理・再利用を急ぐべき事情にない。ただ技術的観点から見れば、CANDU炉の使用済み燃料の再処理は、先行の軽水炉の場合と全く同様に実施できる。しかも燃料の炉内滞在期間が短いため、使用済み燃料中に含まれる核分裂生成物(核分裂の結果生じる物質)の濃度が薄く、再処理設備にかかる技術的負担が軽い。

発電電力量当たりの使用済み燃料の量はCANDU炉の場合多くなることはすでに述べたが、得られるPuの量も多い。したがって、将来に向けてPuの役割が高まるにつれて、その再処理計画の経済的見通しは向上する。

VI. おわりに

第2次世界大戦中に原子力に接する機会を得たカナダは、やがて優れた指導者に恵まれて、原子力の軍事利用に依存することなく、経済的な原子力発電の実現を旨として努力を積み重ね、今日その成果として稼働率の高いCANDU発電所を作り上げた。そしてそれは、戦後のカナダの近代工業化の中核の一つをなして来たのである。

○東北放射線科学センターの発足○

当センターは、去る5月12日に設立され、東北地方全域にわたり、放射線の生物および環境に及ぼす影響に関する知識の普及や放射線による障害の防止ならびに放射線の医学および工学、農業、漁業などへの利用に関する調査研究を初め、第2種放射線取扱主任者受験講習会や各種放射線取扱技術者の

教育研修および放射線作業従事者教育の実施、また、原子力全般に係わる技術者の教育研修を行い、原子力平和利用の健全な発展と国民生活の福祉向上に役立つことを目的として業務を開始しました。今後の発展が期待されます。

(理事長・栗冠正利東北大名誉教授)

事務所 (〒980) 仙台市一番町1-1-30(やまと生命ビル)
東北放射線科学センター(Tel. 0222-66-8288)