

第3節 原子力発電と核燃料サイクル

原子力発電は、既に国内総発電電力量の約3割の電力を供給し、我が国のエネルギー自給率の向上及びエネルギーの安定供給に貢献するとともに、エネルギー生産当たりの二酸化炭素排出量の低減に大きく寄与しており、引き続き基幹電源に位置付け、最大限に活用していくこととする。

国民の理解を得つつ、使用済燃料を再処理し回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用していく核燃料サイクルを国の基本的考え方とする。

原子力の研究開発利用に伴って発生する放射性廃棄物の安全な処分への取組に全力を尽くす責務を有しており、今後とも、放射性廃棄物処分を着実に進めていく。

高速増殖炉サイクル技術は、ウラン資源の利用率を現状に比べ飛躍的に高めることができ、高レベル放射性廃棄物中に長期的に残留する放射能を少なくする可能性を有していることから、将来の有力な技術的選択肢として位置付け、適時適切な評価の下にその研究開発を着実に進める。

プルトニウム利用を進めるに当たっては、安全確保を大前提とするとともに平和利用に係る透明性の確保の徹底を図る。

1

原子力発電の着実な展開

国や民間は、原子力発電が今後とも引き続き期待される役割を果たしていくために、新しい価値観や環境制約の出現に備えた技術開発に取り組むとともに、我が国のエネルギー供給システムの高度化を図るに相応しい技術的成果については積極的に導入していくことが重要である。

(1) 我が国の原子力発電の状況

1963年10月26日、日本原子力研究所の動力試験炉「JPDR³」（軽水型、電気出力12,500kW）が運転を開始し、我が国初の原子力発電が始まったが（後にこの日を「原子力の日」と決める）、その後、我が国の発電設備容量は順調に伸び、1978年には1,000万kW、1984年には2,000万kW、1990年には3,000万kW、1994年には4,000万kW、1997年には4,500万kWを超えた。

3 JPDR : Japan Power Demonstration Reactor

表2-3-1 我が国の原子力発電設備容量（2003年8月末現在）

	基 数	総容量（グロス電気出力）
運 転 中	52	4,574.2 万kW
建 設 中	4	411.8 万kW
建設準備中	8	1,031.5 万kW
合 計	64	6,017.5 万kW

（研究開発段階の原子炉を含む）

21世紀に入って、新規の原子力発電所として、東北電力（株）女川原子力発電所3号炉（出力82万5千kW）が2002年1月に運転を開始した。また、新型転換炉原型炉「ふげん」が2003年3月に運転を終了した。

図2-3-1 東北電力（株）女川原子力発電所

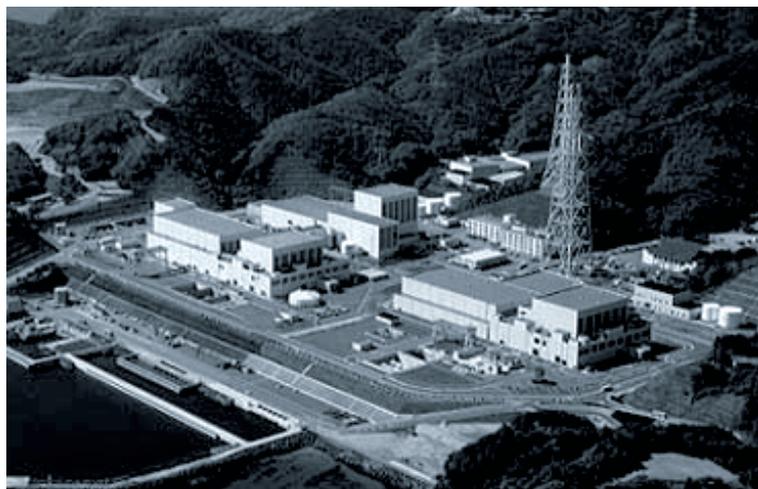


図2-3-2 新型転換炉原型炉「ふげん」



運転中の商業用発電炉は52基、発電設備容量は4,574万2千kWとなっている。これは、米国、フランスに次ぐ世界第3位の設備容量である。

建設中の商業用発電炉は、東北電力（株）東通原子力発電所1号炉、中部電力（株）浜岡原子力発電所5号炉及び北陸電力（株）志賀原子力発電所2号炉の3基、383万8千キロワット、高速増殖原型炉「もんじゅ」を含めると、4基、411万8千kWとなった。また、建設準備中のものは、日本原子力発電（株）敦賀発電所3、4号炉が2002年8月に電源開発分科会に上程され、電源開発基本計画に計上されたことにより、既に計上されている東北電力（株）巻原子力発電所1号炉、北海道電力（株）泊発電所3号炉、電源開発（株）大間原子力発電所及び中国電力（株）島根原子力発電所3号炉、上関原子力発電所1、2号炉と合わせて合計8基、1,031万5千kWとなった。

以上の運転中、建設中及び建設準備中のものを含めた合計は、商業用発電炉で63基、5,989万5千kW、研究開発段階発電炉を含めると、64基、6,018万kWである。

原子力発電は、2002年度末現在、一般電気事業用の発電設備容量の19.6%、2002年度実績で、一般電気事業用の発電電力量の31.2%を占め、主要な役割を果たしている。

また、2001年度の設備利用率は80.5%で、1995年度以来、7年間続いて80%を超える高い水準で推移してきている。設備利用率が高く推移した主な要因は、定期検査期間の短縮と運転期間の伸長によるものである。

しかし、2002年の東京電力（株）による自主点検に係る不正記録問題をはじめとする一連の問題により、2003年4月には東京電力（株）の原子力発電所17基全てが点検のため停止する異常な事態となり、2002年度の設備利用率は73.4%と、1994年度以来7年振りに80%を下回った。

図2-3-3 我が国の年間発電電力量（一般電気事業用）の推移

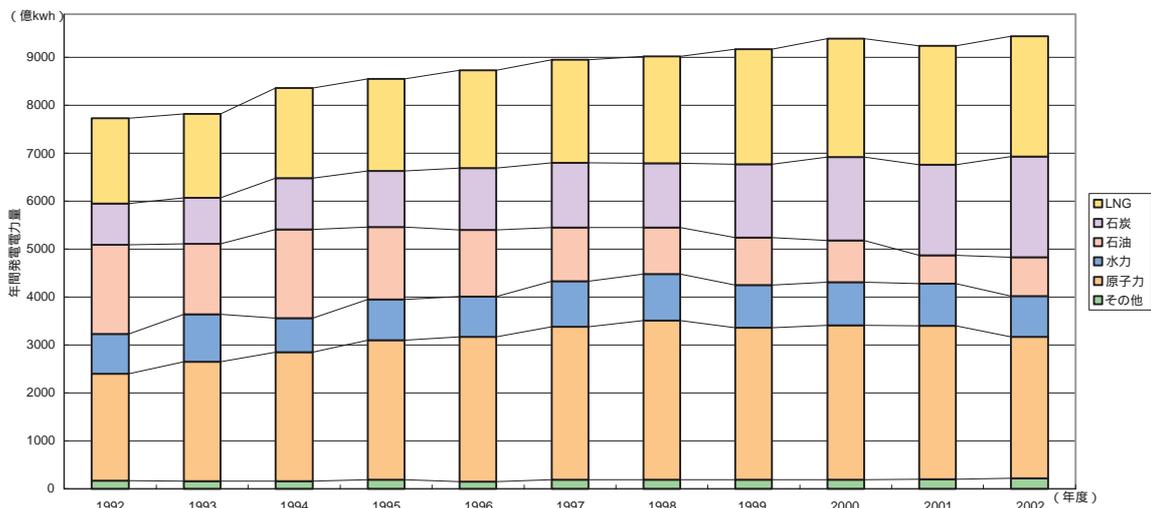


表2-3-2 設備利用率の推移

(単位：%)

年 度	BWR	PWR	総合平均
1993	76.7 [24]	74.7 [21]	75.4 [46]
1994	77.8 [25]	75.2 [22]	76.6 [48]
1995	82.5 [26]	77.6 [22]	80.2 [49]
1996	83.5 [27]	77.5 [22]	80.8 [50]
1997	79.7 [28]	83.4 [23]	81.3 [52]
1998	84.6 [28]	83.7 [23]	84.2 [51]
1999	79.5 [28]	80.9 [23]	80.1 [51]
2000	79.9 [28]	84.1 [23]	81.7 [51]
2001	78.6 [29]	82.9 [23]	80.5 [52]
2002	61.9 [29]	89.1 [23]	73.4 [52]

(注) 設備利用率(%) = [発電電力量(kWh)の合計] / [(認可出力(kW) × 暦時間数(h)の合計)] × 100
 1997年までの総合平均はガス冷却炉(GCR)を含めた値
 []内は基数

(出典：経済産業省資料)

表2-3-3 運転月数の推移(ガス冷却炉(GCR)を除く平均)

終了年度	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002
運転月数	11.8	12.1	12.2	12.5	12.5	12.6	12.4	12.7	12.9	11.5

(注) ・年度内に定期検査が開始された各プラントの前回定期検査終了(総合負荷検査)から今回定期検査開始による発電停止までの期間(中間停止及びトラブルによる停止期間は除く)を平均したものを運転月数(日数/30日)とした。
 ・新規プラントの第一サイクルは除いた。

(出典：経済産業省資料)

表2-3-4 トラブル報告件数(法律対象)と年平均報告件数

年 度	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002
報告件数	17	14	14	14	14	14	17	19	11	8
基 数	46	48	49	50	52	51	51	51	52	52
平均報告件数 (件数/基数)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3	0.4	0.2	0.2

(注) 基数は、年度末における営業運転基数。
 一基当たり報告件数は、営業運転中の報告件数及び基数で算出。

(出典：経済産業省資料)

(2) 原子力発電の将来見通し

表2-3-5 原子力発電供給の見通し

(単位：原油換算百万k l)

項目	1990年度		2000年度		2010年度 目標ケース	
	実数	構成比%	実数	構成比%	実数	構成比%
一次エネルギー供給	526		604		602程度	
エネルギー別区分	実数	構成比%	実数	構成比%	実数	構成比%
原子力	49	9.4	75	12.4	93	15程度

原子力は我が国の発電電力量の約3割を担うまで成長している。エネルギー情勢の中でのもう一つの大きな変化として環境、特に地球温暖化問題への影響が1980年代後半から世界的に取り上げられるようになったことである。1997年には、C O P 3 が京都で開催され、先進国の温室効果ガスの約8割がエネルギー起源の二酸化炭素であり、我が国はこれを2010年度において90年度と同水準に抑制することとして、化石燃料への依存度を減らし、省エネルギー等の対策が必要である。原子力はエネルギーの供給多様化だけでなく、発電過程で二酸化炭素を出さないという意味でもC O₂ 排出量抑制の観点からも大きな役割を担うようになっている。

原子力発電の今後の増設については、現在3基が建設中であるなど進捗が見られる地点がある一方、従来2010年度までに運転開始する原子力発電所は16～20基とされていたものが、1999年のウラン加工施設臨界事故等の原子力に対する国民の信頼を損なう問題が発生したこと等を背景として、発電所の立地について長期化している。

我が国のエネルギー供給において大きな割合を占めている原子力については、安定供給や環境保全の観点から、引き続き積極的な導入促進が必要であり、2010年度までに原子力発電所による発電電力量を3割ふやすことが必要であると考えられるが、そのためには、何よりその安全確保が大前提であることは言うまでもない。

注) 原子力発電の設備容量については、最近の実績と同程度の設備利用率(77%～83%)が達成されることを想定した場合、2010年度の発電電力量4,186億kWhに対応する設備容量は、5,755万kW～6,185万kW(今後10～13基程度の増設を行うことに対応)となる。

(3) 世界の原子力発電の状況

世界の原子力発電設備容量は、2001年12月末現在、運転中のものは432基、3億6,628万6千kWに達しており、建設中、計画中のものを含めると総計510基、4億3,416万1千kWとなっている。

原子力による発電電力量については、1996年実績で3億6,569万4千kW時を上回り、過去

最高となった。なお、運転中の合計基数は、過去最高である1996年の434基を2基下回ったものの、1995年と並び過去第2番目となる。

表2-3-6 世界の原子力発電設備容量 (2001年12月末現在)

	基 数	総容量 (グロス電気出力)
運 転 中	432	36,628.6 万kW
建 設 中	43	4,127.1 万kW
計 画 中	35	2,660.4 万kW
合 計	510	43,416.1 万kW

((社)日本原子力産業会議調べ)

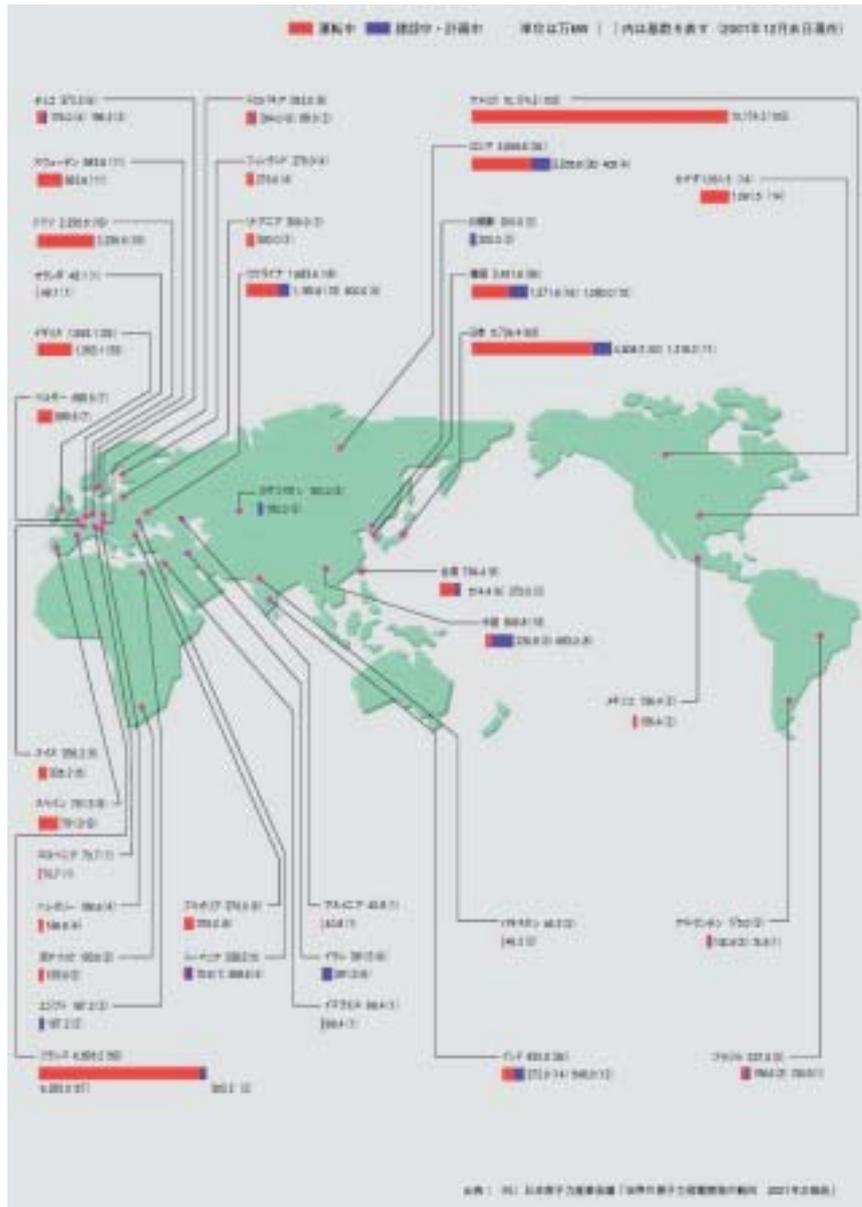
現在、欧米などの先進諸国を中心として原子力発電所の運転が行われているが、2001年にブラジルのアングラ2号機とロシアのボルゴドンスク1号機の2基が新たに運転を開始した。一方、アジア地域の原子力発電開発が順調に進み、インドはクダンクラム1、2号機とカイガ3、4号機の4基が建設開始を控え、韓国の新古里3、4号機、日本の上関1、2号機の4基が新たに計画された。(日本では2002年に敦賀3、4号機が追加される。)

2001年12月末現在、原子力発電国(地域)は、31か国(地域)である。その他開発途上国などにおいても原子力発電所の建設あるいは計画が進められており、これらの国を合わせると36か国(地域)となる。

運転中のものについて見ると、米国が全世界の原子力発電設備容量の約28%を占めており、フランス、日本がそれに続いている。炉型別では全体基数の約88%が軽水炉で占められており、軽水炉のうち約74%がPWR、残り約26%がBWRとなっている。

図2-3-4 世界の原子力発電所

世界の原子力発電の開発状況



米国

(2001年12月末現在)

運転中	103基	10,174.2万kW
	103基	10,174.2万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 20.4%

平均設備利用率(2001年) : 90.7%

原子力発電はその設備容量が1億kWと世界一の規模を誇っており、発電シェアでは約20%を占めている。1974年以降原子力発電設備の新規の建設は行われていないが、近年は、運転期間40年を60年に延長できるようにする動きがあり、アーカンソー・ニュークリア・ワン1号機を含めて2002年7月現在、10基が運転期間の延長をNRCから認められる一方で、効率の低い発電所に対しては、許可期間終了を待たずして閉鎖するケースもあった。2000年～2001年にカリフォルニア州で発生した電力危機や天然ガス価格の上昇により原子力は電力供給の要として新たに脚光を浴びようになっている。2001年5月に発表されたブッシュ政権の国家エネルギー政策では、他のエネルギー源と並んで、原子力開発の再開も表明された。

既設の原子力発電設備は近年、設備利用率が90%を越える等、自由化された電力市場でも十分、競争力を持って運転されているが、ブッシュ政権下で新規設備の建設や次世代炉開発の動きも活発化している。

図2-3-5 米国 デュアンアーノルド原子力発電所

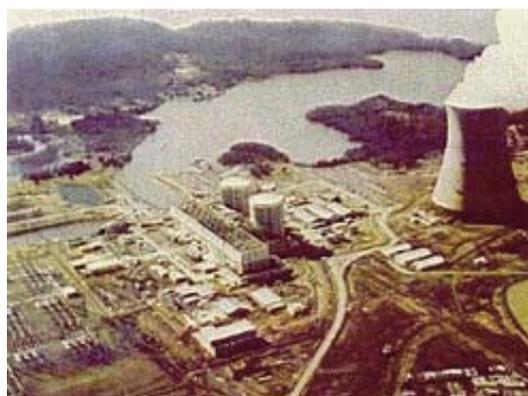


図2-3-6 米国 アーカンソー・ニュークリア・ワン1号機



フランス

(2001年12月末現在)

運転中	57基	6,292.0万kW
建設中	2基	303.2万kW
	59基	6,595.2万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 77.1%

平均設備利用率(2001年) : 72.7%

74.0%(フェニックスを除いた場合)

原子力発電規模はアメリカに次ぐ第2位を誇り、総発電電力量に占める原子力の割合は77.1%となっている。周辺各国のイタリア、イギリス、ドイツなどに約732億kWh(1999年総発電電力量の約14%)の電力を輸出している。また、使用済燃料を再処理して得られるプルトニウムをMOX燃料に加工して軽水炉で使用するプルサーマルが1980年代後半から行われている。また、PWRの改良を進め、N4シリーズの開発に続き、1989年には仏フラマトム社と独ジューメンズ社の共同でEPR(欧州加圧水型炉)の開発に着手。

1997年の社会党、共産党、緑の党の連立政権発足により、反原子力を提唱し、1998年のスーパーフェニックスの廃止など原子力推進政策に変化が見られるのではないかと注目されたが、2002年5月の大統領選挙で原子力推進派のシラク大統領が再選され、同年6月の国民議会総選挙においても、大統領支持派が勝利するなど、今後も原子力推進の方針が継続されるものと見られる。ラファラン首相は、原子力エネルギーの位置付けを明らかにするエネルギー政策法を制定する方針を示しており、同法の策定プロセスに国民を参加させることを目的とした「エネルギー政策に関する国民討論」が2003年3月から開始された。この結果を受けて、エネルギー戦略法案が国民議会に諮られる予定である。

図2-3-7 フランス フラマンビル発電所



英国

(2001年12月末現在)

運転中	33基	1,353.1万kW
	33基	1,353.1万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 22.4%

平均設備利用率(2001年) : 71.1% (25)

注) 括弧内の数字は、設備利用率算出の対象とした発電端出力が135MW以上の発電所の原子炉の基数を示す。

北海油田の開発により、国内のエネルギー自給率100%を超えていることから、原子力発電所の新規建設計画の見通しはない。

ブレア首相の指示により、内閣府が2002年2月にまとめた「The Energy Review」と題した報告書をたたき台に、貿易産業省(DTI)が将来のエネルギー供給を見据えた「エネルギー政策レビュー」をとりまとめた。この白書では、原子力発電所の新設についての具体的な計画は盛り込まれなかったが、将来において検討する可能性は排除しないとされている。

図2-3-8 英国 コールダーホール発電所



ドイツ

(2001年12月末現在)

運転中	19基	2,235.5万kW
	19基	2,235.5万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 30.5%

平均設備利用率(2001年) : 87.4%

1998年の総選挙で、社会民主党(SPD)が、キリスト教民主同盟(CDU)を破り、緑の党と連立政権を樹立、シュレーダー内閣が誕生した。その後、連邦政府は電力業界を始めとする産業界と、段階的な原子力発電の閉鎖について協議を行い、連邦政府と大手電力4社は2001年6月に原子力発電所の発電量の設定などを盛り込んだ取り決めに正式に署名した。

原子力発電所の運転期間については、送電開始から基本的に32年とした上で、これまでの運転実績をベースに2000年以降の発電電力量を19基合わせて約2兆6,233億kWhと設定。この規定の発電量に達した原子力発電所から順次、閉鎖となるが、今後、発電電力量の約3割を占める原子力に代わって電力需要をまかなう電源の確保が課題である。

図2-3-9 ドイツ オブリッヒハイム発電所



スウェーデン

(2001年12月末現在)

運転中	11基	982.6万kW
	11基	982.6万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年): 43.9%

平均設備利用率(2001年): 83.8%

1980年6月の国民投票の結果を受け、2010年までにすべての原子力発電所を全廃するとの国会決議がなされたが、エネルギー供給の安定化と経済の国際競争力維持、雇用確保の観点から閉鎖の実施は先送りされてきた。1998年、与野党3党は、バーゼベック発電所1、2号機を1998年、2001年までに閉鎖することで合意されたが、その一方で、2010年までという原子力発電所の全廃期限は延期された。バーゼベック1号機の閉鎖については、電力会社が政府の決定を不服として最高裁に提訴したため、当初の予定から遅れて1999年に閉鎖したが、2号機については、その電力の補てんを巡って閉鎖時期の調整が続き、現在2004年に閉鎖する方針となっている。

2002年6月、議会は政府が策定した新エネルギー法案を承認した。原子力発電所の段階

的閉鎖については、政府と産業界で合意を図る方式の採用を検討することとなった。

図2-3-10 スウェーデン フォルスマルク発電所



フィンランド

(2001年12月末現在)

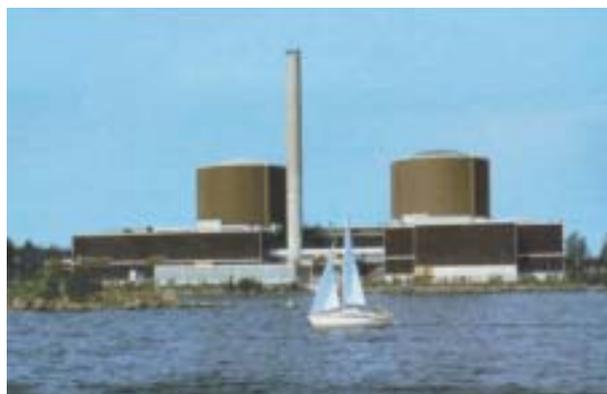
運転中	4基	276.0万kW
	4基	276.0万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 30.5%

平均設備利用率(2001年) : 94.2%

2000年11月、民営電力会社であるTVO社は国内5基目の原子力発電所の建設に関する原則決定を政府に求める申請を提出。2002年1月、政府はこの建設を認める原則決定を行い、続いて同年5月、議会においても承認された。今後、原子力発電所の建設に向けて手続きが開始される。TVO社は、既存の原子力サイト(ロビーサ、オルキルオト)のいずれかに、100万kW~160万kW級の軽水炉を2010年頃の運転開始を目途に建設する予定。

図2-3-11 フィンランド ロビーサ発電所



スイス

(2001年12月末現在)

運転中	5基	335.2万kW
	5基	335.2万kW

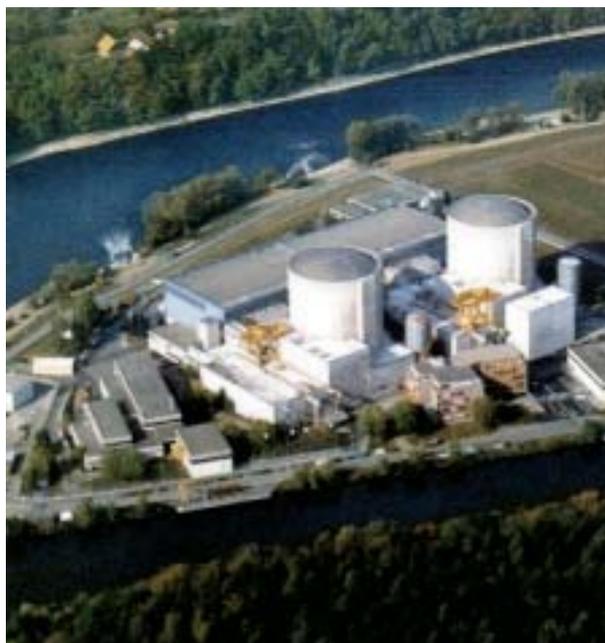
総発電電力量に占める原子力の割合(2001年): 36.0%

平均設備利用率(2001年): 90.8%

原子力発電開発に当たっては、1960年代から賛否両論に分かれ、原子力発電の是非を問う国民投票が過去4回行われ、1990年の国民投票では新規原子力発電所の建設を2000年まで10年間凍結が選択された。1999年、社会民主党と緑の党は「凍結の10年延長」と「原子力に依存しない電力」の二つの発議を連邦評議会に提出した。2003年5月に行われた国民投票では、新たに2案提示されていた原子力の段階的廃止議案がいずれも否決され、原子力発電を継続することとなった。

連邦評議会は2001年2月、原子力をエネルギー源の選択肢として維持することや、使用済燃料の再処理を今後一切行わないことなどを内容とする改正原子力法案を議会に提出した。この法案は、上院において、再処理の禁止期間を10年延長へと修正された上で可決された。下院においては、再処理の禁止について否決された。その後、上下院での調整が行われたが、再審議において、下院が10年間の再処理凍結案を可決するなどの歩み寄りを見せ、2003年3月、改正原子力法が可決、成立した。

図2-3-12 スイス ベツナウ発電所



ロシア

(2001年12月末現在)

運転中	30基	2,255.6万kW
建設中	4基	400.0万kW
	34基	2,655.6万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 15.4%

平均設備利用率(2001年) : 69.9%

ロシア政府は原子力を重要なエネルギー源として位置付け、原子力省を中心に積極的な開発を続けている。2000年5月、原子力省は原子力開発の今後50年間の長期戦略として、「21世紀前半におけるロシアの原子力発電開発の戦略」を発表した。2010年までに原子力発電容量を3,000万kW~3,200万kWに増加させる等の目標を掲げている。

海外の使用済燃料受け入れについては、これまで国内への中間貯蔵及び処分を目的とした持ち込みを禁じていたが、プーチン大統領は2001年7月、海外からの使用済燃料の輸入を解禁する関連法案に署名、同法が成立した。原子力省(MINATOM)は、今後10~20年間に、外国からの使用済燃料を最大2万トン受け入れることにより、少なくとも200億米ドルの収入が得られると試算している。

図2-3-13 ロシア コラ発電所



ウクライナ

(2001年12月末現在)

運転中	13基	1,183.6万kW
建設中	5基	500.5万kW
	18基	1,684.1万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 46.4%

平均設備利用率(2001年) : 73.2%

1995年12月、ウクライナ政府とG7及び欧州委員会(EC)との間で、チェルノブイリ発電所で最後まで運転を続けていた3号機の閉鎖及び代替電源の確保への支援・協力等を含む了解覚書を合意。2000年12月、ウクライナ政府は同機を停止、閉鎖した。この閉鎖に伴う代替電源の確保として、ウクライナは2基の原子力発電所を完成させることとし、建設資金総額148,000万ドルは、EU、欧州復興開発銀行(EBDR)、輸出信用機関からの融資などで調達する計画であった。2000年12月には、EBDRは条件付で21,500万ドルの融資を決定したが、ウクライナ政府がEBDRの融資の全ての条件を満たせなかったため、この融資計画全体が白紙に戻されることとなった。EBDRとの交渉が難航する一方、ロシアがウクライナに融資を提案。2001年12月、ロシアとウクライナは両国の協力により2基の原子力発電所を完成させるための合意文書に調印した。

図2-3-14 ウクライナ 南ウクライナ発電所



韓国

(2001年12月末現在)

運転中	16基	1,371.6万kW
建設中	4基	400.0万kW
計画中	6基	680.0万kW
	26基	2,451.6万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 39.3%

平均設備利用率(2001年) : 92.9%

2000年に合意された第5次長期エネルギー開発計画によると、2015年までの計画では、28基の原子力発電所が稼働する見込みである。その時点での原子力発電所の設備容量は2,605万kWとなり総発電設備の33%、発電電力量の44.5%を占めることになる。一方、

1978年最初に運転開始した古里1号機が2008年に閉鎖を予定している。

1992年より次世代炉（APR1400）の研究開発が行われ、新古里3、4号機において採用することを決定し、それぞれ2010年、2011年の運転開始を予定している。また、電気事業は過去40年間、韓国電力公社（KEPCO）が実施していたが、2009年からの完全自由化に向けて現在準備を進めている。

図2-3-15 韓国 蔚珍発電所



中国

（2001年12月末現在）

運転中	3基	226.8万kW
建設中	8基	683.0万kW
	11基	909.8万kW

総発電電力量に占める原子力の割合（2001年）：1.1%

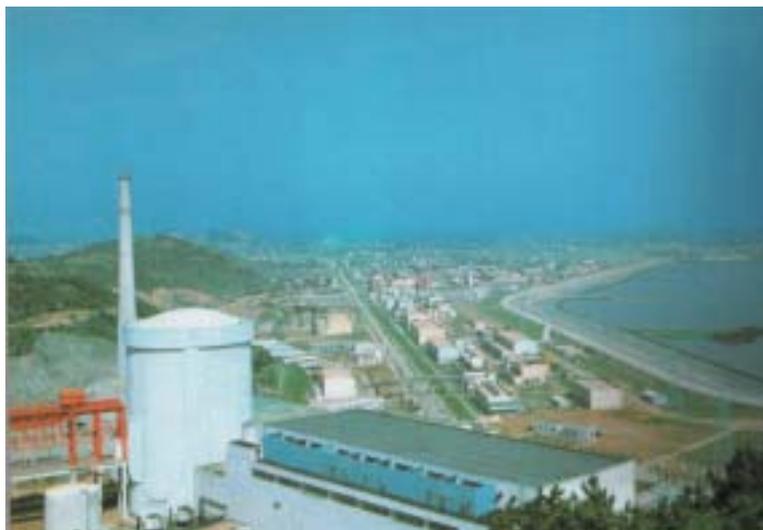
平均設備利用率（2001年）：87.0%

2001年3月、全国人民代表大会会議において第10次5カ年計画（2001～2005年）が承認。2005年までに総発電設備容量が39,000万kWに達し、原子力の総発電電力量に占める割合も現在の1%から2.5%になると予測されている。具体的な原子力発電所建設計画は示されなかったものの今後とも原子力による電源開発を進めていくとされている。

国際エネルギー機関（IEA）の予測によると、中国の発電能力は2020年までに米国の現在の発電能力に匹敵する76,300万kWまで増加すると予測されており、将来の電源開発は水力と原子力に重点が置かれる見通しである。

2002年から2003年にかけて4基の原子力発電所が運転を開始。2003年4月の時点では、7基が運転中、4基が建設中となっている。

図2-3-16 中国 泰山原子力発電所



台湾

(2001年12月末現在)

運転中	6基	514.4万kW
計画中	2基	270.0万kW
	8基	784.4万kW

総発電電力量に占める原子力の割合(2001年) : 21.6%

平均設備利用率(2001年) : 78.7%

エネルギー資源に恵まれない台湾では、原子力発電に大きな期待を寄せている。特に、台湾では、近年の電力需要の増大に伴い新たな電源確保が急務となっている。

同国で7、8番目の原子力発電所となる「第四(龍門)原子力発電所」については、1980年に行政院の建設承認が得られた後、政府内の協議が長期化し、ようやく1999年に原子能委員会が龍門原子力発電所の建設を承認した。しかし、2000年3月の総選挙で、民主進歩党の陳水扁氏が勝利すると、計画の見直しが行われ、2000年10月、行政院は、建設中の龍門原子力発電所の建設を中止する旨の決定を発表。建設を推進する国民党を第一党とする立法院が激しく反発し、政局が混乱した。その後、行政院と立法院との間で協議が行われ、2001年2月に行政院が、「エネルギー不足を生じさせないことを前提とする将来的な脱原子力」を最終的な目標とすることを条件に建設の再開に応じ、2001年11月には本格的に工事が再開された。

図2-3-17 台湾 第2原子力発電所



その他

その他として、以下の国において原子力発電所を運転中である。

地域	国	運転基数	発電設備容量
北米	カナダ	14基	1001.8万kW
西欧	スペイン	9基	781万kW
	ベルギー	7基	600万kW
	オランダ	1基	48万kW
CIS (独立国家共同体)	アルメニア	1基	41万kW
中・東欧等	ブルガリア	6基	376万kW
	リトアニア	2基	300万kW
	スロバキア	6基	264万kW
	ハンガリー	4基	187万kW
	チェコ	4基	176万kW
	スロベニア	1基	71万kW
	ルーマニア	1基	71万kW
アジア	インド	14基	272万kW
	パキスタン	2基	46万kW
アフリカ	南アフリカ	2基	193万kW
中南米	ブラジル	2基	197万kW
	メキシコ	2基	136万kW
	アルゼンチン	2基	101万kW

(注記)

- ・運転中、建設中、計画中の基数および容量は、(社)日本原子力産業会議「世界の原子力発電開発の動向」による。総発電電力量に占める原子力の割合は、IAEAの発表データによる。平均設備利用率は、NUCLEONICS WEEK等による。
- ・四捨五入により、一部積算が一致しない場合がある。

2

天然ウランの確保

我が国電気事業者が、当面、引き続き適切な価格により天然ウランを調達することは可能と考えられるが、天然ウランを将来にわたって安定的に確保することの重要性を踏まえれば、鉱山開発のリードタイムの長期化、ウラン産業の寡占化の進行等にも留意して、適切な量の備蓄を保有する一方、供給源の多様化に配慮しつつ、引き続き長期購入契約を軸とした天然ウランの確保を図ることが重要である。

原子力発電の安定性を確保する観点から、天然ウランの安定確保を図ることが重要であるが、少なくとも今後十数年間は世界のウラン価格は安定的な状態にあると推定され、また、我が国の電気事業者は今後8年程度の必要量をカナダ、オーストラリア、英国などから主として長期購入契約により確保している。

表2-3-7 世界のウラン資源埋蔵量（2001年1月1日現在）

（単位：1,000トンU）

国名	確認埋蔵量*1
オーストラリア	930
カザフスタン	854
カナダ	437
南アフリカ	367
米国	348
ナミビア	283
ブラジル	262
ロシア	175
ウズベキスタン	172
ウクライナ	131
モンゴル	83
インド	78
中国	73
ニジェール	55
日本	7
その他	288
合計	4,543
調整後合計*2	4,084

資料：OECD/NEA, IAEA URANIUM Resources, Production, Demand 2001

注）*1：ここで確認埋蔵量とは出典資料の「既知資源」に該当。

*2：調整後合計は、採鉱・精錬ロス差し引いた値。

なお動力炉・核燃料開発事業団（現：核燃料サイクル開発機構）は、民間の天然ウラン確保に係わる活動を補完することを目的として、海外においてウランの探鉱活動を実施してきたが、当委員会は1998年2月、天然ウラン市場概況及び今後の見通し、核燃料関連事業の進展などを踏まえ、旧動力炉・核燃料開発事業団の探鉱活動は、適切な過渡期間において廃止し、国による必要な助成の下、民間活動に委ねることとした。核燃料サイクル開発機構では、海外ウラン探鉱権益の国内企業への移転などを進め、2002年6月に海外ウラン探鉱事業の整理を完了した。

3

ウラン濃縮と核燃料成型加工・再転換

我が国として、濃縮ウランの供給安定性や核燃料サイクルの自主性を向上させていくことは重要である。また、我が国の濃縮技術を国際競争力のあるものとするためには、濃縮技術が高度でかつ機微な技術であることなどを勘案して、国内において研究開発を引き続き推進することが重要である。

(1) ウラン濃縮

ウラン濃縮役務については、現在世界的に、供給能力が需要に対して過剰な状況であり、この状況は2000年以降もある程度の期間続くものと推定されている。しかしながら、我が国としては、濃縮ウランの安定供給を確保する観点ばかりではなく、我が国における核燃料サイクル全体の自主性を確保する観点から、経済性を考慮しつつ、ウラン濃縮の事業化を推進する。

日本原燃（株）の六ヶ所ウラン濃縮工場については、1988年10月に建設工事が開始され、1992年3月のRE-1A（150トンSWU⁴/年）の操業開始から、最終目標である1,500トンSWU/年体制の確立を目指し順次拡大を続け、1998年10月にはRE-2C（150トンSWU/年）の運転開始により、1,050トンSWU/年規模で操業を行っていた。しかし、RE-1Aは、回転胴底部部品へのウラン化合物の付着、剥離を原因とする遠心機の早期停止により生産能力が低下したために、2000年4月に計画的に運転を停止した。また、同様にRE-1Bが2002年12月に、RE-1Cが2003年6月に生産を停止し、現在600トンSWU/年の規模で生産運転を行っている。

ウラン濃縮技術の研究開発については、旧動力炉・核燃料開発事業団がパイロットプラント及び原型プラントの建設、運転等を通じて行っていた遠心分離法濃縮技術の研究開発は、動燃改革に伴い、2001年9月をもって終了した。開発した技術については、六ヶ所ウラン濃縮工場に導入され、国内ウラン濃縮事業の確立に活かされている。

4 SWU：Separative Work Unit SWUは、天然ウランを濃縮する際に必要とする濃縮度の濃縮ウランを得るための仕事量を表す単位である。ウラン濃縮度を高めるほど、また、廃棄濃度を低くするほど、SWUは大きくなる。例えば、約0.7%の天然ウランから4%の濃縮ウランを1トン生産するためには、廃棄濃度が0.25%の場合、約5.8トンSWUの分離作業量が必要である。

2000年11月、日本原燃（株）は新型遠心機開発に向けて、ウラン濃縮技術開発センターを設立し、核燃料サイクル開発機構が培ってきた技術を協定により移転を図り、より高性能で経済性に優れたものを開発し、2010年頃に六ヶ所ウラン濃縮工場へ新型遠心機の導入を予定している。

さらに、次世代の技術と考えられる原子レーザー法によるウラン濃縮技術については、1987年度から1999年度までの研究開発により、各要素技術を商業規模のレベルまで高めることができた。しかし、当面は実用技術としての確立が求められる環境にはないことから、将来、外部環境が整い実用化が必要になった時点で円滑に対応できるよう成果の取りまとめを行うこととし、要素機器を組み合わせたシステム全体の性能を評価するために、2001年度までウラン濃縮試験を実施した。

また、再処理により回収されるウランについても、経済性及び利用可能量の観点から、再濃縮によるリサイクル利用を図っている。1996年9月より1997年5月までと、1997年12月より1998年3月までの2回にわたり、旧動力炉・核燃料開発事業団人形峠事業所のウラン濃縮原型プラントにおいて、回収ウランの濃縮が行われた。

表2-3-8 回収ウラン利用実績（2003年9月末）

電 力	プラント	装荷時期	装荷体数
東京電力（株）	福島第一3号機	1987年	4体
	福島第二1号機	1993年	24体
関西電力（株）	大飯2号機	1991年	20体
	美浜3号機	1995年	52体
	高浜1号機	2003年	24体
日本原子力発電（株）	敦賀2号機	2002年	24体

図2-3-18 青森県六ヶ所村 日本原燃（株）ウラン濃縮工場



(2) 核燃料成型加工・再転換

濃縮されたウラン（六フッ化ウランの形態）を軽水炉用の核燃料として使用できる形にするためには、これを粉末（二酸化ウランの形態）にする「再転換」と、これをペレットに加工し、被覆管の中に収納して燃料集合体とする「成型加工」の工程が必要となる。

再転換事業については、1999年9月にJCO事故が発生し、それ以降は我が国では三菱原子燃料株のみが再転換業務を実施している。これにより、PWR用のウランについては、一部を海外で再転換した後に輸入している。また、BWR用のものについては、そのほとんどを海外で再転換した後に輸入している。

成型加工事業については、PWR用、BWR用ともに必要とされる燃料の大部分を国内で生産している。

(3) 諸外国のウラン濃縮の状況

IAEAなどによると、2000年における世界のウラン濃縮設備容量の合計は約56,000トンSWU/年である。一方、世界全体の濃縮需要は約35,000トンSWU/年で、アジア地域の需要増加により、2005年までに37,000トンSWU/年に増加したあと、2010年まで安定するとされ、供給過剰の傾向は2010年以降も続くものと見られている。主要国の状況を以下に示す。

米国

ウラン濃縮事業はエネルギー省（DOE⁵）の所管であったが、1992年10月に成立したエネルギー政策法により公社化されることとなり、1993年7月に合衆国濃縮公社（USEC⁶）が発足、1997年7月に米国政府が民営化の実施を承認し、1998年1月に民営化プロセスが開始された。オハイオ州ポーツマス、ケンタッキー州パデューカのガス拡散法による2工場は、老朽化による生産性の低下により2001年5月にポーツマス工場が操業を停止し、現在はパデューカ工場のみが生産運転を行っている。このような状況の中、将来的に生産能力を確保するために、USECは遠心分離法を用いた新たな濃縮工場の建設計画を進めており、2003年2月にオハイオ州に先行カスケード工場の建設を行うための許認可申請を原子力規制委員会（NRC）に提出している。また、米国電力会社と欧州の濃縮会社URENCO社との合併会社であるルイジアナ・エネルギー・サービス社も、テネシー州に遠心分離法による新たな工場の建設計画を進めている。

なお、原子レーザー法による濃縮技術については、1994年7月にUSEC理事会において承認され、商業化するために必要な措置を採り始める方針が決定され、ローレンス・リバモア国立研究所において技術開発を進められてきたが、1999年6月に中断している。

フランス

フランス、イタリア、スペイン、ベルギー及びイランの合併会社であるユーロディフ社

5 DOE : Department of Energy

6 USEC : United States Enrichment Corporation

が、トリカスタンにおいてガス拡散法による工場を操業しており、我が国の濃縮役務需要の一部を賄っている。また、原子レーザー濃縮法を中心とする研究開発が仏原子力庁（CEA）により進められ、2003年までに科学的、工学的実証を達成する計画を立てている。

その他

英国、ドイツ及びオランダの合併会社であるウレンコ社が、カーペンハースト（英国）アルメロ（オランダ）グロナウ（ドイツ）において濃縮工場の操業を行い、また、ロシアでは、ロシア原子力省（MINATOM）が、遠心分離法による濃縮工場4箇所での操業を行っている。

4

軽水炉による混合酸化物（MOX）燃料利用（プルサーマル）

プルサーマルは、ウラン資源の有効利用を図る技術であるとともに、原子力発電に係る燃料供給の代替方式であり、燃料供給の安定性向上の観点から有用で、将来の核燃料サイクル分野における本格的な資源リサイクル時代に備えてその産業基盤や社会環境を整備することにも寄与すると考えられる。

（1）軽水炉によるMOX燃料利用（プルサーマル）

軽水炉でのMOX燃料利用については、既存の軽水炉を活用しながら核燃料のリサイクルを図っていくものであり、我が国は原子力開発利用に着手した初期の段階からその実施を目指し、関連する研究開発を進めるとともに、MOX燃料の利用としては、「常陽」、「ふげん」（2003年3月末までに772体装荷）等において実績を積み重ねてきている。

軽水炉でのMOX燃料利用は、海外の9ヵ国において2001年12月末までに3,549体（55基）の使用実績があり、我が国において実施した少数体規模（敦賀1号機、美浜1号機の合計6体）での実証計画において炉心特性、燃料の挙動などについて良好な成果が得られていることから、現在の軽水炉において、MOX燃料を利用することについては特段の技術的問題はないことが確認された。

また、原子力安全委員会において、1995年6月、軽水炉にMOX燃料を全炉心の1/3程度まで装荷することに係る安全審査の際の指標として「1/3 MOX 報告書」が取りまとめられた。この指標では、MOX燃料の特性・挙動はウラン燃料と大きな差はなく、MOX燃料及びその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の設計が可能であると認められるため、従来のウラン燃料炉心に用いる判断基準並びにMOX燃料の特性を適切に取り込んだ安全設計手法及び安全評価手法が適用できるとされている。

原子力委員会においては、プルサーマルなど当面の核燃料サイクルの具体的な施策について、通商産業大臣の諮問機関である総合エネルギー調査会の検討結果も勘案して審議を

行い、1997年1月、「当面の核燃料サイクルの具体的な施策について」を決定した。同年2月には、この趣旨を踏まえ、現時点で最も確実なプルトニウムの利用方法であるプルサーマルを早急に開始することが必要であるとする閣議了解が行われた。

これを踏まえ、同年2月に近岡科学技術庁長官（当時）佐藤通商産業大臣（当時）及び橋本総理大臣（当時）から、福島、新潟及び福井の三県の知事に対して上記閣議了解の説明・協力要請がなされるとともに、国においては、国民の理解を得るため、地元自治体・議会での説明等を積極的に実施している。また、事業者においては、同年同月に全電気事業者のプルサーマル計画を公表した。

その後、1997年3月に動力炉・核燃料開発事業団（現：核燃料サイクル開発機構）東海再処理施設アスファルト固化処理施設において火災爆発事故が発生したため、原子力委員会は、動力炉・核燃料開発事業団の度重なる事故は、原子力に対する国民の不安、不信を惹起し、今後の原子力開発利用、特に核燃料サイクルの円滑な推進に少なからぬ影響を及ぼしていることに言及しつつ、原子力発電を今後とも安定的に進めていく上での核燃料サイクルの重要性を再確認する旨の委員長談話を同年6月に発表した。今後とも、地元での説明会、フォーラムの開催等積極的な取り組みを通じて、プルサーマルの実施に対する地元及び国民の理解を得る努力を行っていくことが重要である。

しかし、最初に予定されていた関西電力（株）高浜発電所におけるプルサーマルについては、1999年、MOX燃料の製造を行った英国核燃料会社（BNFL）による品質管理データ改ざんが明らかになったことから、実施は延期されている。なお、品質管理データの不正があったMOX燃料は、2002年に製造会社のある英国へ返還輸送された。

また、東京電力（株）福島第一原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所におけるプルサーマルについては、地元の十分な理解が得られず、実施に至っていない。

このような状況を踏まえ、政府は、2001年6月、政府一体となった対応を図るため内閣官房副長官の主宰の下に関係府省からなる「プルサーマル連絡協議会」を設置し、同年8月より核燃料サイクル政策の必要性の明確化、原子力政策に関する国民合意形成、プルサーマル計画の今一層の方針明確化、発電所立地地域と電力消費地との相互解明及び発電所と立地地域の共生などについて中間的な取りまとめを行っており、これに基づく施策の実施に努めているところである。

他方では、全炉心にMOX燃料を装荷する原子炉（フルMOX-ABWR：改良型沸騰水型軽水炉）について、現在、電源開発（株）が青森県下北郡大間町において建設準備に取り組んでいる。なお、1999年6月、原子力安全委員会において、改良型沸騰水型原子炉の全炉心にMOX燃料を装荷することに係る安全審査の際の指標を取りまとめた。その中では、「1/3 MOX 報告書」と同様に従来のウラン燃料装荷炉心に用いている判断基準並びにMOX燃料の特性等を適切に取り込んだ安全設計手法及び安全評価方法が適用できるとされている。

プルサーマルについて

プルサーマルとは、現在の原子力発電所(軽水炉)で、ウラン燃料にプルトニウムを混ぜて利用することである。

ウランには、「燃えやすいウラン」と「燃えにくいウラン」がある。現在の原子力発電所で使われるウラン燃料は、「燃えやすいウラン」の割合を3～5%に高めたものである。プルサーマルは、この「燃えやすいウラン」の代わりにプルトニウムを使ってウラン資源の有効利用を図るものであり、具体的には、ウランとプルトニウムを混ぜた混合酸化物燃料(MOX燃料)として使用する。

プルサーマルは、現在最も確実なプルトニウムの利用方法である。MOX燃料は、ウラン燃料と全く同じ形状である。従って、ウラン燃料の一部をそのままMOX燃料に入れ替えるだけで使用可能である。

プルサーマルは現在の原子力発電所の設備をそのまま利用してウラン燃料を数割程度節約でき、安全面でも経済面でも現時点で最も確実なプルトニウムの利用方法として、ヨーロッパ各国でも商業利用されている。

日本でも既に、美浜1号機(関西電力)や敦賀1号機(日本原子力発電)で少数体を使用した実績があり、燃料の健全性等に問題がなかったことが確認されています。我が国は、原子力開発利用に着手した初期の段階から、その実施を目指し、関連する研究開発を進めてきた。

現在の原子力発電所も、プルトニウムの力を利用している。ウラン燃料の中には、「燃えやすいウラン」が、3～5%含まれているが、これが原子炉の中で燃えると(正確には、中性子を吸収して核分裂すると)、ウラン燃料の大部分を占めている「燃えにくいウラン」の一部が中性子を吸収して、だんだんとプルトニウムになっていく。これが原子力発電の大きな特徴である。

このプルトニウムの一部は、「燃えやすいウラン」と同様に燃えて発電に寄与する。実際、ウラン燃料による発電量の約3割がプルトニウムによるものである。

従って、ウラン燃料は現在でもプルトニウムの力も有効に利用してエネルギーを生み出している。

ウランやプルトニウムを再利用することにより、さらに資源の有効利用を図る。

原子力発電所で使用した燃料(使用済燃料)には、核分裂の際に出来た生成物(放射性廃棄物)が3%程度含まれているが、残りは新しく出来たプルトニウムや燃え残ったウランで、これらは再利用することが出来る。エネルギー資源の乏しい我が国では、これらをリサイクルして有効利用することを基本としている。

(2) M O X 燃料加工

我が国では、核燃料サイクル開発機構(旧：動力炉・核燃料開発事業団)を中心として、新型転換炉、高速増殖炉等のM O X 燃料加工の研究開発を実施してきており、その加工実績も2003年3月末までの累積でM O X 燃料重量約170トンに達しており、これは世界的にみても高い水準にある。

現在の燃料製造設備能力は、高速増殖炉燃料製造施設プルトニウム燃料第三開発室F B R ラインの5トンM O X /年である。

また、日本原燃(株)は、2000年11月にM O X 燃料加工事業に係る事業主体となることを表明し、2009年4月の操業を目指してわが国初の民間M O X 燃料加工工場(最大加工能力は年間130トン - H M)を建設することとしており、2001年8月に青森県及び六ヶ所村に対して立地協力要請を行った。

海外再処理により回収されるプルトニウムについては、基本的には欧州においてM O X 燃料に加工し、我が国の軽水炉で利用する予定である。このためのM O X 燃料加工については、1995年4月東京電力が、1995年12月には関西電力が、それぞれベルギー、英国で加工を行うべく契約を締結した。1997年2月には、ベルギーでの加工のため移転される我が国起源の核物質が平和目的以外に転用されないことなどについて保証を得るため、我が国政府と欧州共同体委員会との間及びベルギー政府との間で交換公文が取り交わされた。なお、東京電力(株)は1997年5月にベルゴニュークリア、関西電力(株)は1998年1月に英国核燃料会社(B N F L)の各燃料製造会社でそれぞれ加工開始し、加工を完了した燃料は、各発電所に搬入されたが、前述のB N F L による品質管理データ改ざんにより、関西電力(株)向けのM O X 燃料はB N F L に返還された。

図2-3-19 核燃料サイクル開発機構 東海事業所 再処理施設



5

軽水炉使用済燃料再処理

我が国においては、軽水炉の使用済燃料はこれまで、核燃料サイクル開発機構の東海事業所再処理施設において再処理されるとともに、海外の再処理事業者に委託され再処理されてきた。この間に、民間事業者は、国内におけるその需要の動向等を勘案し、核燃料サイクル開発機構の東海事業所再処理施設の運転経験を踏まえつつ、海外の再処理先進国の技術、経験を導入して、六ヶ所再処理工場を計画し、現在、2006年の操業開始に向けて建設を進めている。

我が国は、使用済燃料の再処理について、これまで、核燃料サイクル開発機構東海事業所再処理施設にて行うほか、英国核燃料会社（BNFL）及び仏国核燃料会社（COGEMA）への再処理委託契約により実施してきた。

我が国初の再処理施設である核燃料サイクル開発機構東海事業所再処理施設での使用済燃料の累計再処理量は、試験運転期間を含め1977年9月から2003年3月末までに、約1,009トンUとなっている。

また、日本原燃（株）は、青森県六ヶ所村に年間再処理能力800トンUの再処理工場を2006年7月の操業開始に向けて建設中である。現在の建設工事進捗率は約94%（2003年8月末）であり、2001年4月から通水作動試験（水・蒸気・空気を使った試験）、2002年11月から化学試験（化学薬品を使った試験）を開始するなど試運転を進めている。今後は、ウランを使ったウラン試験、使用済燃料を使ったアクティブ試験を順次実施することとしており、段階的に試験を行いながら、設備の操作性、保守性、安全性等を確認し、不具合があればその都度改善していくこととしている。再処理工場の使用済燃料受入れ・貯蔵施設については、2000年12月から電気事業者の使用済燃料の本格搬入を開始し、操業開始時には1,600トンUの貯蔵予定である。2003年9月の使用済燃料の受け入れ量は779トンUとなっている。しかし、2002年11月にPWR燃料貯蔵プールの底部貫通欠陥が判明し、その後の類似箇所点検中に、2003年2月に燃料送り出しピットから、同年4月に燃料送水路ピットAからプール水漏洩が発生し、また燃料送り出しピット斜路Aに2ヶ所の貫通欠陥が発見された。これらは、いずれも不適切な溶接施工によるものであることが判明し、再処理施設全体について点検を実施した結果、これら計画外溶接等の可能性のある箇所は計285ヶ所にのぼった。現在では、これら計画外溶接箇所の補修を実施するとともに、品質保証体制の点検等について2003年末までの予定で実施している。

一方、我が国の電気事業者は、BNFL及びCOGEMAと再処理委託契約を結んでいる。軽水炉使用済燃料については、BNFL及びCOGEMAに合計約5,600トンUの再処理委託契約を結んでいる。さらに、ガス炉使用済燃料については、BNFLに約1,500

トンUの再処理の委託を契約している。これらの契約に基づき、2001年6月までに、軽水炉使用済燃料及びガス炉使用済燃料の契約全量が既に英国及び仏国に輸送されている。

使用済燃料は、再処理されるまで適切に貯蔵・管理することとしており、各原子力発電所の貯蔵プールには、2003年9月末現在、合計10,740トンUの使用済燃料が安全に保管されている。初期に建設された発電所の貯蔵プールの中には貯蔵容量が比較的小さいものがあり、同じ発電所内で貯蔵容量に余裕のある他の原子炉の貯蔵プールに使用済燃料を移送したり、貯蔵容量を増強するなど、対策が講じられている。

我が国における再処理技術に関する研究開発は、核燃料サイクル開発機構、日本原子力研究所などにおいて行われている。

核燃料サイクル開発機構は、高速増殖炉の使用済燃料の再処理のプロセス・エンジニアリングの確立を図るための施設である工学規模のリサイクル機器試験施設（RETF⁷）の建設を進め、2000年にリサイクル機器試験棟の建屋は完成したが、内装設備については未着手の状態である。当初は湿式法（PUREX法）による再処理技術を採用することとしていたが、研究開発工程の見直しと、核燃料サイクル開発機構と産業界の連携による実用化戦略調査研究における再処理技術を含めた核燃料サイクルオプションの検討結果により、現在は、乾式再処理を含めた最適な先進再処理技術の開発を目指した利用計画を再検討中である。

日本原子力研究所においては、燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF⁸）を完成させ、臨界安全性に関する研究、高度化再処理プロセスに関する研究、TRU廃棄物の安全管理技術に関する研究などについて、ホット試験⁹を実施している。

表2-3-9 海外再処理委託の状況

（単位：tU）

	BNFL	COGEMA	合計
軽水炉	約 2,700	約 2,900	約 5,600
ガス炉	約 1,500		約 1,500

委託契約量は2001年6月に全量搬出済み

7 RETF：Recycling Equipment Test Facility

8 UNUCEF：Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility

9 ホット試験：実際に放射性物質を用いて行う試験。

図2-3-20 青森県六ヶ所村 日本原燃(株)再処理工場



表2-3-10 各原子力発電所の使用済燃料貯蔵量及び貯蔵容量

(2003年9月末現在)

電力会社	発電所名	1炉心 (tU)	1取替分 (tU)	使用済燃料 貯蔵量 (tU)	管理容量 (tU)
北海道電力	泊	100	30	290	420
東北電力	女川	260	60	280	730
東京電力	福島第一	580	150	1,330	2,100
	福島第二	520	140	1,230	1,360
	柏崎刈羽	960	250	1,700	2,630
中部電力	浜岡	420	110	830	1,090
北陸電力	志賀	60	20	60	160
関西電力	美浜	160	50	340	620
	高浜	290	100	910	1,100
	大飯	360	120	1,000	1,900
中国電力	島根	170	40	320	600
四国電力	伊方	170	60	420	930
九州電力	玄海	270	100	610	1,060
	川内	140	50	630	900
日本原子力発電	敦賀	140	40	520	870
	東海第二	130	30	270	330
合 計		4,730	1,350	10,740	16,790

注1) 管理容量は、原則として「貯蔵容量から1炉心+1取替分を差し引いた容量」。

注2) 四捨五入の関係で合計値は、各項目を加算した数値と一致しない部分がある。

図2-3-21 燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）



6

使用済燃料中間貯蔵

使用済燃料の中間貯蔵は、使用済燃料が再処理されるまでの間の時間的な調整を行うことを可能にするので、核燃料サイクル全体の運営に柔軟性を付与する手段として重要である。我が国においては1999年に中間貯蔵に係わる法整備が行われ、民間事業者は2010年までに操業を開始するべく準備を進めているところである。今後は、中間貯蔵を適切に運営、管理することができる実施主体が、安全の確保を大前提に、事業を着実に実現していくことが期待される。

このため、国及び電気事業者は、この中間貯蔵施設の必要性、安全性などについて、国民に対してきめ細かく、かつ、分かりやすく説明していくことが重要である。

使用済燃料貯蔵対策については、今後長期的に使用済燃料の貯蔵量が増大するとの見通しを踏まえ、1997年2月の閣議了解に基づき、科学技術庁、通商産業省及び電気事業者からなる使用済燃料貯蔵対策検討会にて同年3月から実務的な検討を行った結果、従来からの発電所内での貯蔵に加え、発電所外において使用済燃料を中間的に貯蔵することを目的とした施設を2010年までに確実に操業開始できるよう、国及び電気事業者は直ちに所要の制度整備、立地点の確保等に取り組むことが必要であるとの報告をまとめた。これを受け、1998年6月の総合エネルギー調査会原子力部会中間報告において、中間貯蔵施設の必要性を述べ、その中で貯蔵対策必要量や経済性について言及された。引き続き、使用済燃料の貯蔵事業が可能となるように法整備がなされ、1999年6月核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部改正が行われた。

なお、最近の動向は、第1章3.(1)(エ)中間貯蔵施設において記述している。

7

放射性廃棄物の処理及び処分

放射性廃棄物は、原子力発電所や核燃料サイクル施設から発生するもの（海外委託再処理に伴い返還されるものを含む。）が大部分を占めるが、大学、研究所、医療施設等からも発生する。その安全な処理及び処分は、これを発生させた者の責任においてなされることが基本であり、また、国はこれらの処理及び処分が安全かつ適切に行われるよう発生者等に対して指導や規制を行うなど所要の措置をとることが必要である。

(1) 放射性廃棄物の処理処分対策

放射性廃棄物は、原子力発電所や核燃料サイクル施設から発生するものが大部分を占めるが、大学、研究所、医療施設等からも発生する。その安全な処理処分は、これを発生させた者の責任においてなされることが基本であり、また、国は、これらの処理処分が安全かつ適切に行われるよう発生者等に対して指導や規制を行うなど所要の措置を講ずることが必要であるとされている。

原子力発電所から発生する大部分の低レベル放射性廃棄物については、既に埋設処分が進められており、それ以外の放射性廃棄物についても、処理処分の基本的考え方が示されている。

これらのうち、処分のための具体的な対応がなされるに至っていない放射性廃棄物については、早期に安全かつ効率的な処理処分が行えるよう、発生者等の関係者が十分協議・協力し、具体的な実施計画を立案、推進していくことが重要であり、その際、原子力の開発利用が支障を来さないように、国は必要に応じ関係者の取組を支援することが必要であるとされている。

また、放射性廃棄物は、放射能レベルの高低、含まれる放射性物質の種類等が多種多様であることから、同一の処分場において複数の処分方法による処分を実施することや、処分方法が同じ放射性廃棄物を発生源の違いによらず同一の処分場に処分することについて検討する必要があるほか、資源の有効利用の観点から、再利用についての検討も進めることとされている。

(2) 高レベル放射性廃棄物の処理処分

高レベル放射性廃棄物の概要及び処分の基本的考え方

高レベル放射性廃棄物は、使用済燃料の再処理の過程で分離された核分裂生成物や超ウラン核種を含む放射能レベルの高い廃棄物のことであり、安定な形態に固化（ガラス固化）した後、30年から50年間程度冷却のための貯蔵を行い、その後、地下300メートル以深の安定した地層中に埋設処分（地層処分）することとされている。

高レベル放射性廃棄物の発生及び管理の状況

我が国の使用済燃料の再処理は、これまで、核燃料サイクル開発機構に委託された一部を除いて、英国核燃料会社（BNFL）及びフランス核燃料会社（COGEMA）の再処理工場において実施されてきた。このうち、核燃料サイクル開発機構東海事業所の再処理施設で生じた高レベル放射性廃液は、同施設内の貯蔵タンクに厳重な安全管理の下に保管されている。2003年3月末現在、高レベル放射性廃液の量は、約431立方メートルである。さらに、同廃液をガラス固化する技術の開発を目的としたガラス固化技術開発施設（TVF）が、1995年12月に運転を開始した。2003年8月末現在の同施設におけるガラス固化体の保管量は、130本である。

一方、我が国の電気事業者は、BNFL及びCOGEMAと再処理委託契約を結んでいる。その契約量は、これまで、軽水炉使用済燃料：約5,600トンU、ガス炉使用済燃料：約1,500トンUであり、これらの契約に基づく再処理に伴い発生する高レベル放射性廃棄物は、ガラス固化して安定な形態とされた後、我が国の電気事業者に返還されることとなっている。1995年のフランスからの返還を第1回目として、その後、年に1～2回程度、10数年間で約2,200本が返還される予定である。なお、2003年8月末までに、760本のガラス固化体が返還されている。

関係者の取組

原子力委員会は、高レベル放射性廃棄物の最終処分の円滑な実施に向けて、社会的・経済的側面を含め幅広い検討を行うため、1995年9月、高レベル放射性廃棄物処分懇談会を設け、約2年にわたる議論や各地での意見交換会などを踏まえ、1998年5月に報告書「高レベル放射性廃棄物の処分に向けての基本的考え方について」を取りまとめた。この中で、法律の制定を含めて、今後進めるべき具体的な方策の策定に向けた基本的考え方を提言し、特に、事業資金の確保と実施主体の設立が喫緊の課題であるとして、そのための関係機関の取組を強く要請した。

一方、1997年4月に公表された原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会報告書「高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の今後の進め方」に基づき、核燃料サイクル開発機構により、「我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 - 地層処分研究開発第2次取りまとめ -」（以下「第2次取りまとめ」という。）が1999年11月に原子力委員会へ報告された。

これを受けて、同専門部会により第2次取りまとめの研究開発成果を総合的に評価するとともに、上記原子力バックエンド対策専門部会報告書で示した技術的重点課題等に沿って適切に達成されているかどうかについて、「地層処分研究開発第2次取りまとめ評価分科会」を設置し、1999年12月から2000年10月まで検討を行い、2000年7月に報告書案を公開した。その後、国内外からの意見を踏まえ、更に議論を行った結果、2000年10月に報告書「我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術的信頼性の評価」を取りまとめた。この中で、第2次取りまとめは、我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性が示されているとともに、処分予定地の選定と安全基準の策定に資す

る技術的拠り所となることが示されており、地層処分の事業化に向けての技術的拠り所となると判断した。

また、通商産業大臣の諮問機関である総合エネルギー調査会原子力部会では、1998年7月より、高レベル放射性廃棄物処分問題を含むバックエンド対策について、今後講ずるべき具体的な方策に関して、特に実施主体の設立と事業資金の確保に係る制度化のあり方を中心に審議を重ねるとともに、国民からの意見を踏まえ、1999年3月に報告書「総合エネルギー調査会 原子力部会中間報告 - 高レベル放射性廃棄物処分事業の制度化のあり方 - 」を取りまとめた。この中で、実際に高レベル放射性廃棄物の処分費用を見積もるとともに、それを踏まえて、処分事業に求められる要件、国、実施主体及び電気事業者の責任と役割並びに協力体制、実施主体のあり方、事業資金の安定的確保等の処分事業のあり方について提言した。

政府は、上記高レベル放射性廃棄物処分懇談会及び総合エネルギー調査会原子力部会の報告書を踏まえ、高レベル放射性廃棄物の最終処分に向けた枠組みを整備するため、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」を2000年5月に制定した。

同法では、処分費用の拠出制度、実施主体の設立、拠出金の管理を行う法人の指定等について定めており、処分に要する費用については、発電用原子炉設置者に対し、経済産業大臣の決定した拠出金額を処分の実施主体に拠出することを義務付け、また、処分の実施主体については、「原子力発電環境整備機構」が2000年10月に経済産業大臣の認可を受けて設立された。さらに、処分の実施主体に納付された資金の透明かつ健全な管理を行うための法人として、「(財)原子力環境整備促進・資金管理センター」が2000年11月に通商産業大臣(当時)から指定された。

同機構は、通商産業大臣(当時)が2000年10月に定めた「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」及び「特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画」に基づき、処分地選定の最初の段階の調査を行うために、2002年12月に全国の市町村を対象に公募を開始した。

高レベル放射性廃棄物の処理処分に関する研究開発

高レベル放射性廃棄物の処理に関する研究開発については、核燃料サイクル開発機構のガラス固化技術開発施設(TVF)が、1995年12月に運転を開始し、実際の高放射性廃液をガラス固化する開発運転を行うことにより、運転技術、保守技術等を蓄積するとともに、ガラス固化溶融炉の改良などの技術開発を進めている。

一方、高レベル放射性廃棄物の処分に関する技術開発については、最終処分の実施に向けて、原子力発電環境整備機構による概要調査地区等の選定の進展に応じ、特定地域を対象とした地質環境の把握、より詳細な工学的検討及びその合理化、それらを用いた安全性評価等が必要となる。

これらについては、現在、核燃料サイクル開発機構を中心として、独立行政法人産業技術総合研究所、日本原子力研究所、(財)電力中央研究所、(財)原子力環境整備促進・資金管理センター、独立行政法人物質・材料研究機構、独立行政法人防災科学技術研究所等

において、地層処分研究開発及び深地層の科学的研究が継続して進められている。

これらの研究開発を推進するため、核燃料サイクル開発機構は、岐阜県瑞浪市及び北海道幌延町に深地層の研究施設を設けることにより、処分事業の各段階に先立って研究開発を行い、その成果を原子力発電環境整備機構の処分事業や国の安全規制に適宜活用していくこととしている。

瑞浪超深地層研究所については2002年7月、幌延深地層研究センターについては2003年7月より施設の造成工事に着手しており、着実に進められている。

また、最終処分の安全な実施、経済性及び効率性の向上等を目的とする研究開発は、原子力発電環境整備機構が担当することとなっており、発電用原子炉設置者は、同機構に対する人的及び技術的支援等を行うとともに、放射性廃棄物に係る共通的研究開発を行う必要がある。

長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発

長寿命核種の分離変換技術は、高レベル放射性廃棄物に含まれる核種を、その半減期や利用目的に応じて分離して有効利用を図り、超ウラン元素などの長寿命核種を短寿命核種または非放射性核種に変換するものである。長寿命核種の分離変換技術は、高レベル放射性廃棄物の地層処分の必要性を変えるものではないが、処分に伴う環境への負荷の低減、資源の有効利用に寄与する可能性がある。

この分離変換技術に関する研究開発については、原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会が、2000年3月に報告書「長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方」を取りまとめた。

同報告書においては、

- ・分離変換技術の研究開発の目的は、核燃料サイクルの検討の場に対し、核燃料サイクルへの分離変換技術システムの導入シナリオを示すとともに、そのためのシステムを設計し、必要な要素技術を確立することである。このため、核燃料サイクル全体を視野に入れて、経済性、エネルギー資源の確保、廃棄物に含まる放射能インベントリの低減、新たな放射性廃棄物や二次廃棄物の発生量などについて信頼性の高い評価を行うとともに、それらの考慮すべきファクターのトレードオフについて検討を進める必要がある。
- ・分離変換技術は、核燃料サイクルと密接不可分であることから、核燃料サイクルの研究開発と整合性のあるタイムスケジュールを念頭に置きつつ、研究開発に取り組むことが適当である。現在、核燃料サイクル開発機構及び電気事業者において、高速増殖炉及びこれに関連する核燃料サイクルについての調査研究が実施されている。この調査研究では、2005年頃を目途に評価を行うこととしており、分離変換技術についても、2005年頃が研究開発シナリオ全体の再検討を実施する機会であると考えられる。その後も、研究開発の進捗、成果及び進め方について、概ね5年を目途にチェック・アンド・レビューを行い、分離変換技術のシステム概念の評価や導入シナリオの見直しを進めるべきである。

とされており、これらを踏まえ、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構及び(財)電力中央研究所の3機関が中心となって長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発が進められている。

(3) 低レベル放射性廃棄物の処理処分

低レベル放射性廃棄物の概要及び処分の基本的考え方

低レベル放射性廃棄物は、高レベル放射性廃棄物以外の放射性廃棄物のことであり、原子力発電施設において発生する発電所廃棄物、再処理施設やMOX燃料加工施設から発生するTRU廃棄物、ウラン燃料加工施設やウラン濃縮施設から発生するウラン廃棄物、放射性同位元素使用施設、試験研究炉、核燃料物質の使用施設等から発生するRI・研究所等廃棄物に大別される。

発電所廃棄物のうち、原子力発電所の運転等に伴い発生する低レベル放射性廃棄物については、青森県六ヶ所村の日本原燃(株)の低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて、1992年12月から埋設処分(コンクリートピット処分)が開始されている。

また、日本原子力発電(株)東海発電所においては、2001年12月から廃止措置が着手され、今後、解体廃棄物として放射能濃度の比較的高い廃棄物(高 廃棄物)や放射能濃度の極めて低い廃棄物も発生することとなる。前者については、日本原燃(株)が、一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕を持った深度(例えば、50~100m)にコンクリートピットと同等以上の放射性核種の閉じ込め性能を持つ処分施設を設置して埋設処分(余裕深度処分)するための調査を実施している。後者については、コンクリート等の人工バリアを設けず、素掘りの溝状等の空間に廃棄体を定置して埋設処分(素掘り処分)することが可能であるとされている。このうち、素掘り処分については、日本原子力研究所が、動力試験炉(JPDR)の解体によって発生する放射能濃度が極めて低いコンクリート廃棄物を実際に浅地中に埋設し、環境に影響を与えることなく埋設処分できることを実証している。

TRU廃棄物、ウラン廃棄物及びRI・研究所等廃棄物については、原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会において、処理処分に関する基本的考え方が2000年までに取りまとめられている。

なお、放射能濃度が極めて低く、放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物については、合理的に達成できる限りにおいて、基本的にリサイクルしていくことが重要であるとされている。このため、「放射性物質として扱う必要がない物」を制度化する際に基礎となる基準値(クリアランスレベル)等に関する検討が原子力安全委員会において進められている。

発電所廃棄物の処理処分

(ア) 発電所廃棄物の発生及び管理の状況

原子力発電所の運転及び定期点検から、発電所廃棄物が発生する。これらの処理については、各事業者が各発電所内で行っており、このうち液体の放射性廃棄物は蒸発濃縮した後、セメント等を用いてドラム缶に固化している。また、紙・布等の可燃物は焼却した後、

ドラム缶に保管している。さらに、プラスチック・金属等の難燃物及び不燃物は、圧縮減容等した後、ドラム缶に保管している。これらの発電所廃棄物は、発電所敷地内の貯蔵庫に安全に保管されており、2003年3月末現在の累積保管量は、200リットルドラム缶換算で約53万本である。

発電所廃棄物のうち、気体状の放射性廃棄物及び放射能濃度の極めて低い液体状の放射性廃棄物は、適切な処理を施し、厳重な管理の下で、法令で定められた基準を下回ることを確認した後、施設の外に放出するなど、安全に管理されているが、今後とも放出量の低減化に努めていくこととしている。

(イ) 処分の現状

発電所廃棄物のうち、セメント等を用いてドラム缶に固化された発電所廃棄物で、放射能濃度の低いものについては、浅地中の埋設処分を進めることとしており、その一部について、青森県六ヶ所村の日本原燃(株)の低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて、1992年12月から埋設事業が開始されている。同センターでは、1号埋設施設として、濃縮廃液等を均一に固化した廃棄体約4万立方メートル(200リットルドラム缶で約20万本)を埋設する予定であり、2003年9月末の累積受け入れ本数は、約135,000本である。また、金属等の固体状の廃棄物を固型化した廃棄体を対象とした2号埋設施設(200リットルドラム缶で約20万本)の2003年9月末の累積受入本数は、約22,000本である。なお、最終的な埋設能力は、約60万立方メートル(200リットルドラム缶で約300万本)となる計画である。

T R U 廃棄物の処理処分

(ア) T R U 廃棄物の発生及び管理の状況

T R U 核種を含む放射性廃棄物については、再処理施設やM O X 燃料加工施設で発生するが、我が国では、これまで核燃料サイクル開発機構において発生しており、施設内に安全に貯蔵されている。2003年3月末までの発生量は、200リットルドラム缶換算で約104,100本である。

また、我が国の電気事業者は、使用済燃料の再処理を、B N F L 及びC O G E M A に委託している。再処理委託契約上、再処理の結果発生する放射性廃棄物は、我が国に返還されることとなっており、現在、その返還時期及び返還量について、事業者間で調整が行われているところである。

(イ) 処理処分の基本的考え方

原子力委員会は、原子力バックエンド対策専門部会におけるT R U 廃棄物の処理処分に関する事項の審議に資するため、1998年12月にT R U 廃棄物分科会を設置し検討を行い、2000年3月に報告書「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」を取りまとめた。

同報告書においては、

- ・対象廃棄物のうち、放射性核種の濃度が比較的低いものについては、浅地中処分であ

るコンクリートピット処分あるいは余裕深度処分の適用可能性の見通しが得られた。一方、核種の濃度が高い等により、浅地中処分以外の埋設処分が適切と考えられるものについては、対象廃棄物の物理化学的性状及び含まれる核種の種類・濃度に応じて適切に分類し、各々の特性を考慮して人工バリアを設置し、地下空洞内にまとめて処分することは可能である。

- ・ 今後は、TRU廃棄物の発生者等は、処分の具体化に向けて密接に協力しながら着実に取り組むことが重要である。また、それぞれの区分に応じた処分方法について、TRU廃棄物の特徴を考慮した安全規制の基本的考え方、放射性廃棄物の濃度上限値、クリアランスレベル等が原子力安全委員会において検討されることを期待する。国においては、この結果を踏まえて必要な制度の整備を図ることが重要である。

とされている。

(ウ) TRU廃棄物の処理処分に関する研究開発

1997年7月に、核燃料サイクル開発機構及び電気事業者等（電気事業者及び日本原燃（株））は「TRU廃棄物処分概念の取りまとめに関する協力協定」を締結し作業を進め、2000年に3月に、（財）電力中央研究所、（財）原子力環境整備促進・資金管理センター等の関係機関の協力を得て、報告書「TRU廃棄物処分概念検討書」をとりまとめ、放射能濃度の高い廃棄物に対する地層処分施設の概念とその安全性の見通しを示した。

これらの技術開発の成果等に基づき、原子力委員会は、上記原子力バックエンド対策専門部会報告書「超ウラン核種を含む廃棄物処分の基本的考え方」を取りまとめたが、この中で、技術開発課題について、発生者等（再処理事業者、MOX燃料加工事業者、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、（社）日本アイソトープ協会、電気事業者など）は、処分の具体化に向けて密接に協力しながら着実に取り組むことが重要とされた。

これを受け、核燃料サイクル開発機構及び電気事業者等は、2000年5月に「超ウラン核種を含む放射性廃棄物の処分の具体化に係わる協力の覚書」を締結し、引き続き上記関係機関の協力を得て技術的な検討を進めている。

ウラン廃棄物の処理処分

(ア) ウラン廃棄物の発生及び管理の状況

民間のウラン燃料加工施設、日本原燃（株）のウラン濃縮施設、核燃料サイクル開発機構のウラン濃縮施設等から発生するウラン廃棄物については、現在、各事業所において安全に貯蔵されている。2003年3月末までに200リットルドラム缶換算で、民間のウラン燃料加工事業者等においては約40,100本、日本原燃（株）においては約3,800本、核燃料サイクル開発機構においては約47,000本発生している。

(イ) 処理処分の基本的考え方

原子力委員会は、原子力バックエンド対策専門部会におけるウラン廃棄物の処理処分に関する事項の審議に資するため、2000年3月にウラン廃棄物分科会を設置し検討を行い、

2000年12月に報告書「ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について」を取りまとめた。

同報告書においては、

- ・ウラン廃棄物については、廃棄物の放射性核種濃度などに応じた適切な区分を行うこと、それぞれの区分に応じた処分方策を講ずることとする。
- ・今後は、廃棄物を直接発生する濃縮事業者、再転換・成型加工業者、核燃料サイクル開発機構及び日本原子力研究所などの核燃料物質使用者のほか、廃棄物の発生に密接に関連する電気事業者などが、処分の具体化に向けて密接に協力しながら着実に取り組むことが重要である。また、ウラン廃棄物の特徴や処分方法を考慮した安全規制の基本的考え方や線量目標値の設定をはじめとした安全基準などが、原子力安全委員会において検討されることを期待する。国においては、この結果を踏まえて必要な制度の整備を図ることが重要である。

とされている。

(ウ) ウラン廃棄物の処理処分に関する研究開発

上記原子力バックエンド対策専門部会報告書「ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方」において、ウラン廃棄物の処理処分に関する技術開発課題として、低濃度の放射性核種の評価技術、効率的な除染処理技術などが挙げられており、これらについての研究開発が日本原子力研究所等において進められている。

R I・研究所等廃棄物の処理処分

(ア) R I・研究所等廃棄物の発生及び管理の状況

医療機関及び研究機関等の放射性同位元素の使用施設等から発生する放射性廃棄物（R I 廃棄物）は、発生した事業所より収集され、廃棄の業の許可事業者へ引き渡す等されている。廃棄の業の許可事業者は、廃棄物を圧縮、焼却等の処理をした後、施設で安全に貯蔵している。

また、試験研究炉、核燃料物質の使用施設等から発生する研究所等廃棄物は、発生した事業所等において圧縮、焼却等の処理をした後、施設で安全に貯蔵されている。

R I・研究所等廃棄物の主要な発生者における2003年3月末までの累積保管量は、日本原子力研究所：約159,000本、核燃料サイクル開発機構：約181,000本、(社)日本アイソトープ協会：約88,000本である。

(イ) 処理処分の基本的考え方

原子力委員会は、原子力バックエンド対策専門部会におけるR I・研究所等廃棄物の処理処分に関する事項の審議に資するため、1995年9月にR I・研究所等廃棄物分科会を設置し検討を行い、1998年5月に報告書「R I・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方について」を取りまとめた。

同報告書においては、

- ・R I・研究所等廃棄物の処分について、放射性核種の種類と放射能濃度を勘案して廃

棄物を区別し、各々に適した処分施設において、安全かつ合理的な処分を行うことが必要。

- ・ 現行（当時）の濃度上限値以下の低レベル放射性廃棄物で、極低レベル放射性廃棄物より放射能濃度が高いR I・研究所等廃棄物は、現行の発電所廃棄物と同様に浅地中の「コンクリートピット型埋設処分」が適当。
- ・ 放射能濃度で区別すると、極低レベル放射性廃棄物以下に相当するR I・研究所等廃棄物については、「人工構造物を設けない浅地中処分（素掘り処分）」が可能と考えられる。

とされている。

（ウ）関係者における取組

原子力委員会が1994年6月に策定した「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」や、上記バックエンド対策専門部会における検討を踏まえ、1997年10月、R I・研究所等廃棄物の主な発生者である日本原子力研究所、動力炉・核燃料開発事業団（現：核燃料サイクル開発機構）及び社団法人日本アイソトープ協会の3者により「R I・研究所等廃棄物事業推進準備会」（準備会）が設立された。準備会においては、当面の事業化の対象範囲としてコンクリートピット処分、素掘り処分が適当とされる廃棄物の処分事業に関する検討が行われ、2000年12月、「財団法人原子力研究バックエンド推進センター」にその業務が引き継がれた。これ以降、3者は、同センターに協力を依頼し、R I・研究所等廃棄物の処分場の立地調査、普及啓発等の事業を進めている。

文部科学省においては、上記の原子力委員会報告書や関係機関における検討等を踏まえ、2002年2月、研究振興局に「R I・研究所等廃棄物の処分事業に関する懇談会」を設置し、処分事業の実施主体に関する基本的考え方等についての検討を進めているところである。

（4）原子力施設の廃止措置

海外では、81基の原子炉施設が閉鎖され、うち5基について解体撤去工事が終了している。このうち、米国の SHIPPING PORT、独国のニードーアイヒバッハ等が解体撤去を終了した。我が国においては、日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）が既に解体撤去を終え、跡地の整地や敷地の解放がなされている。

このような中、日本原子力発電（株）は、1998年3月、東海発電所の営業運転を停止した。2001年6月に全燃料搬出を完了させ、同年12月から解体工事に着手した。2005年までは主要な機器の系統除染を実施、その後、2010年までは熱交換器等の一部付属設備を撤去しつつ、安全貯蔵期間を終えた2011年から2017年に原子炉本体及び各建屋の解体撤去を予定している。

また、核燃料サイクル開発機構の新型転換炉「ふげん」は、2003年3月に運転を終了し、今後、約10年の廃止措置準備期間を経て、廃止措置を開始することとしている。

原子力施設の廃止措置に関しては、日本原子力研究所、（財）原子力発電技術機構等において除染技術、残留放射能測定・評価技術、解体技術、処理技術等に関する技術開発が

進められてきたところであり、既存技術により安全かつ円滑に実施できることが総合エネルギー調査会等により示されている。新型転換炉「ふげん」については、廃止措置技術の一層の高度化、重水精製施設の解体技術等、ふげん固有の機器の廃止措置技術の開発等を核燃料サイクル開発機構において行うこととしている。

一方、再処理施設、燃料加工施設等の原子炉以外の原子力施設の廃止措置に際しては、放射化についてはほとんど考慮する必要がないが、TRU核種及び核分裂生成物による汚染への対応が求められるため、原子炉の廃止措置とは異なった観点からの技術開発が必要である。このため、日本原子力研究所において、同研究所の再処理特別研究棟（JRTF）を対象として、解体技術の実証のための技術開発が1990年度から開始され、除染技術や遠隔操作による大型槽類の解体技術等の技術開発が進められるとともに、解体実地試験が実施されている。また、核燃料サイクル開発機構においても施設の更新、解体等のための技術開発が行われている。

また、廃止措置に係る国際協力については、日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構、日本原子力発電（株）が経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）の「原子力施設デコミッショニングプロジェクトに関する科学技術情報交換協力計画」に参画しているほか、IAEAにおけるセミナー等にも関係機関が参画している。

（5）バックエンド対策をめぐる国際動向

原子力バックエンド対策は、原子力開発利用を進めている各国とも重要な問題として捉え、取り組んでいるところである。高レベル放射性廃棄物処分対策、低レベル放射性廃棄物対策、原子力施設廃止措置の各国の現状について、それぞれ表2-3-11、表2-3-12、及び表2-3-13に示す。

現代の人間活動の結果発生した、長期間にわたり適切な管理を必要とする高レベル放射性廃棄物の処分については、世代間及び同世代内の公平といった観点や、人間の健康や自然環境の保護といった環境面の観点からどのように捉えていかなければならないかという問題を含んでいる。

このような捉え方については、国際的にも議論が進められており、1995年5月、経済協力開発機構/原子力機関（OECD/NEA）の放射性廃棄物管理委員会（RWMC）が、「地層処分における環境と倫理の基準（The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal）」の集約意見として、長寿命放射性廃棄物の最終処分方策について、社会的側面からみた考え方を世界の専門家の参加を得て取りまとめている。

集約意見では、環境保護及び将来世代への責任等の観点から、地層処分について考察し、これらを踏まえて、放射性廃棄物の地層処分は、世代内及び世代間の公平といった観点及び人間の健康や自然環境の保護といった観点の基本的な要請に適うものであり、その推進を図ることは適当であると結論づけている。

また、RWMCは、近年新しい活動方針及び活動体制で活動しており、本会合の下に3つのサブグループ、さらにその下にタスクグループを置いて、環境、安全など廃棄物管理全般に関する事項、長寿命放射性廃棄物処分場の開発プロセス、廃止措置・解体からの物

質管理、公衆の信頼と理解、国際的な指針・合意への参加実施及びシステム分析と技術の進展について重点を置いた活動を行っている。

表2-3-11 諸外国における高レベル放射性廃棄物対策の状況

国名	高レベル放射性廃棄物の形態	処分概念*	候補地層	処分候補地	これまでの成果等	今後のスケジュール
米 国	使用済燃料 ガラス固化体	地下200～500m に地層処分	凝灰岩	ユッカマウンテン (ネバダ州) 1987年 放射性廃 棄物政策修正法に よる	1982 放射性廃棄物政策 法 (NWPAA) 1984 10CFR960 (DOE) 1985 40CFR191 (EPA) 1987 10CFR60 (NRC) 1987 放射性廃棄物政策 修正法 (NWPAA) 1988 サイト特性調査計 画書 1991 ユッカマウンテン でのサイト特性調 査 (地表試験) 開 始 1992 エネルギー政策法 1993 地下の調査施設の 着工 1998 実現可能性評価 (VA) 1999 ドラフト環境影響 評価書 2002 サイト決定	2004 建設認可申請 2010 処分場運開
カ ナ ダ	使用済燃料	核燃料廃棄物法 に基づき、地層 処分、サイト内 貯蔵、集中貯蔵 の各々を含む廃 棄物管理アプロ ーチを検討し、 この中から選択 ・承認されたア プローチを実施	花崗岩	未定	1978 放射性廃棄物管理 計画 1980～2001 地下研究所 (ホワイトシェル (マニトバ州))を 中心とした研究 1981 第1次評価開始 1985 第2次評価開始 1994 環境影響評価書 1996～1997 公聴会 1998 環境評価レビュー パネルの答申 1998 答申に対する政府 の回答 2001 核燃料廃棄物法案 を議会提出 2002 核燃料廃棄物法施 行、実施主体の核 燃料廃棄物管理機 関 (NWMO) 設立	2005以内 NWMO の活動スケジュー ル提出

*サイト選定が終了している米国とフィンランド以外は概念設計上の進捗

国名	高レベル放射性廃棄物の形態	処分概念*	候補地層	処分候補地	これまでの成果等	今後のスケジュール
フランス	使用済燃料 ガラス固化体	地層処分とともに長寿命放射性核種の分離変換、長期地上貯蔵の3通りの管理方法の研究を実施。2006年末にその総括評価を行う。	粘土層、 花崗岩	地下研究所を東部サイトに建設中、花崗岩の地下研究サイト選定を中断し、海外での地下研究所を利用	1983 CEA全体計画 1984 キャスタン報告 1987 ゴーゲル報告 候補地選定 1990 計画見直し開始 バタイユ報告 1991 リスク防止委員会報告 放射性廃棄物管理 研究法 1992 放射性廃棄物交渉 官 1993 地下研究施設候補 サイト公募開始、 8県を勧告 1994 4県3地点絞込 1996 地下研究施設建設 許認可申請 1997 公衆アンケート調 査（公聴会）終了 1998 東部サイト（粘土 層）地下研究所建 設許可 花崗岩サイト選定 開始の政府決定 2000 東部サイト地下研 究所建設開始、花 崗岩サイトの選定 中断	2006 国家評価委員 会、総括報告 書提出
ドイツ	使用済燃料 ガラス固化体	地下約840～ 1200mに地層 処分	岩塩層	未定 ゴアレーベン （ニーダーザク セン州）で調査 を中断し、サイ ト選定手続きの 見直し検討中	1977 ゴアレーベンを候 補サイトとして選 定 1979～1983 地上調査 1984 処分に関する安全 研究報告書（PSE） 1986～ 探査孔掘削 1991 ゴアレーベン安全 評価書 2000 ゴアレーベンでの 調査中断	未定 環境適合性 調査 未定 計画確定 未定 処分場の建 設・操業・ 閉鎖

*サイト選定が終了している米国とフィンランド以外は概念設計上の進度

国名	高レベル放射性廃棄物の形態	処分概念*	候補地層	処分候補地	これまでの成果等	今後のスケジュール
スイス	ガラス固化体（返還廃棄物） 使用済燃料	40年間以上中間貯蔵後、地層処分 処分深度： 粘土層 約650m 花崗岩 約1,000m	花崗岩、粘土層	未定	1959 原子力法 1978 原子力法に関する連邦決議 1985 保証プロジェクト報告書（Project Gewähr） 1988 連邦評議会が上記報告書に対する政府決定を発表 粘土層での処分オプションの検討を要請 1992 放射性廃棄物処分概念及び実施計画 1994 評価報告書（Kristallin- I） 2000 放射性廃棄物処分概念専門家グループ（EKRA）新しい処分概念に関する報告書公表 2002 処分の実現性実証プロジェクト報告書（Project Opalinus Clay）	2020 処分方針の決定 2050 国内処分場操業開始
スウェーデン	使用済燃料	使用済燃料中間貯蔵施設（CLAB）で約30～40年間集中貯蔵後、地下約400～700mに地層処分	花崗岩	オスカーシャム エストハンマル サイト調査を実施中	1977 条件法（処分技術実証の必要性） 1983 概念設計、評価報告書（KBS-3） 1990 地下研究施設建設開始 1992 SKB91報告書の研究開発実証プログラム「実証処分場」の提案 1993～フィージビリティ調査実施 1995 ストールマン撤退 1997 マロー撤退 2000 サイト調査を行う3地点を公表 2002 自治体の承認を受けた2地点でサイト調査を開始	2007 処分地立地・建設・詳細特性調査の申請 2015 初期操業開始 2023 本格操業
フィンランド	使用済燃料	地下約500mに地層処分	花崗岩	オルキルオト	1983～1985 スクリーニング、候補地選定 1986～1992 予備調査 1993～2000 詳細調査（4地点の中からオルキルオトサイトを選定） 2001 フィンランド議会が原則決定	2010 処分場の建設許可申請 2020 処分場の操業許可申請

*サイト選定が終了している米国とフィンランド以外は概念設計上の進捗

表2-3-12 諸外国における低レベル放射性廃棄物対策の状況

国名	処分施設	処分場規模 (m ³)	運営者	対象廃棄物 (種類・形態)	施設主要構造 (方式・処分深度)	備考
米国	バーンウェル (サウスカロライナ州)	約88万	ケム・ニュークリアシステム社	200リットルドラム詰固化体、木箱詰雑個体、高性能廃棄物容器入廃樹脂、等	大きな素掘の穴を掘って廃棄物を埋設処分する	浅地中処分を実施中
	リッチランド (ワシントン州)	約163万	U Sエコロジー・ニュークリア社	200リットルドラム詰固化体、金属箱入り雑個体	大きな素掘の穴を掘って廃棄物を埋設処分する	浅地中処分を実施中
	W I P P (ニューメキシコ州)	約4100万	D O E (米国エネルギー省)	D O E 関連施設から発生する T R U 廃棄物	深度約655mの岩塩層中に水平孔に処分する	ハンフォード、サバンナリバー等)
フランス	オーブ	約100万	A N D R A (放射性廃棄物管理機構)	コンクリートコンテナ詰固化体、角形金属容器入固化体、450リットルドラム缶詰圧縮雑個体	地下のコンクリート施設に廃棄物を埋設処分する。	
ドイツ	コンラッド	約30万	B f S (連邦放射線防護庁)	200リットルドラム缶詰固化体、廃炉廃棄物等	鉄鉱山の地下800～1300mの水平坑道内に廃棄物を入れる	
スウェーデン	S F R - 1	約6万 (最終的、約9万)	S K B (スウェーデン核燃料廃棄物管理会社)	コンクリート製角型コンテナ、金属容器、200リットルドラム缶、等	原子力発電所の沖合3kmの水深50mの海底下(深度60m)に作られたサイロ及びトンネル空洞に廃棄物を入れ、埋めもどす	リングハルス発電所、オスカシャム発電所、スツドビック研究所、フォルスマルク発電所にて、極低レベル放射性廃棄物を処分中
フィンランド	オルキルオト V L J 処分場	約0.8万	T V O (原子力発電事業者)	200リットルドラム缶、1.4m ³ 鉄製コンテナ及び5.8m ³ コンクリート製コンテナ	地下70～110mの岩盤サイロ型施設に処分	
	ロビーサ V L J 処分場	約0.5万	F P H O (原子力発電事業者)	200リットルドラム缶、1m ³ コンクリートドラム缶(円筒形)	地下120mの坑道型施設に処分	
英国	ドリッグ	約200万	B N F L (英国原子燃料会社)	200リットルドラム缶詰雑個体(可燃物を含む)ISO規格コンテナ	大きな素掘の穴を掘って廃棄物を埋設処分する。地下のコンクリート施設に廃棄物を埋設処分する。	
スペイン	エルカプリル	約4.5万	E N R E S A (スペイン放射性廃棄物公社)	200リットルドラム缶18本を鉄筋コンクリート容器に定置したモルタル充填固化。原子力施設及びR I 使用施設から発生する中低レベル廃棄物	コンクリート型の構造セルからなる浅地中処分	

表2-3-13 諸外国における主な原子力施設廃止措置動向

国名	原子力施設	現 状	
米国	パスファインダー発電所 スリーマイルアイランド発電所（2号炉） シッピングポート発電所（2号炉） ショーハム発電所 フォート・セント・ブレイン発電所 ヤンキーロー発電所 非軍事用施設：ガス拡散濃縮工場等 軍事用施設：8基のプルトニウム生産炉 C P - 5 重水型研究炉	解体撤去終了（91） 安全貯蔵 即時解体撤去終了（89） 即時解体撤去終了（95） 即時解体撤去終了（97） 即時解体撤去 除染解体中 廃止措置（計画中） 遮蔽隔離中	
フランス	シノン発電所（A1炉） マルクールG2発電所 モンダレーLEL4発電所 シノン発電所（A3炉）	G C R、8.4万KWe G C R、4.0万KWe H W G C R、7.7万KWe G C R、37.5万KWe	安全貯蔵 安全貯蔵 即時解体撤去 安全貯蔵（準備中）
ドイツ	ニーダーアイヒバッハ発電所（KKN） リンゲン発電所（KWL） グンドレミンゲンKRBA発電所 ノルト（グライフスヴァルト）発電所 ラインスベルク発電所（KKR） 再処理施設（WAK）	H W G C R、10.6万KWe B W R、25.2万KWe B W R、25.2万KWe P W R、44万KWe×5基 P W R、8.0万KWe	解体撤去終了（94） 安全貯蔵 即時解体撤去 即時解体撤去 即時解体撤去 解体撤去
英国	ウィンズケールAGR発電所 バークレー発電所（1号炉） バークレー発電所（2号炉） ウィンフリリスSGHWR発電所	A G R、3.6万KWe G C R、16.0万KWe G C R、16.0万KWe S G H W R、10.2万KWe	即時解体撤去 安全貯蔵（準備中） 安全貯蔵（準備中） 安全貯蔵
ベルギー	BR-3発電所 ユーロケミック再処理施設	P W R、1.1万KWe	解体撤去 解体撤去
ロシア	ペロヤルスク発電所（1号炉） ノボボロネジ発電所（1号炉） ペロヤルスク発電所（2号炉） ノボボロネジ発電所（2号炉）	L W G R、10.8万KWe P W R、27.8万KWe L W G R、19.4万KWe P W R、36.5万KWe	安全貯蔵（準備中） 安全貯蔵（準備中） 安全貯蔵（準備中） 安全貯蔵（準備中）
スペイン	バンデヨス発電所（1号炉）	G C R、50.0万KWe	安全貯蔵（準備中）
カナダ	ジェンテイリー発電所（1号炉） ダグラスポイント ロルフトンNPD-2	C A N D U、26.0万KWe C A N D U、21.8万KWe C A N D U、2.5万KWe	安全貯蔵 安全貯蔵 安全貯蔵
イタリア	ガリリアーノ発電所 ラティナ トリノ・ベルチェレッセ カオルソ	B W R、16.4万KWe G C R、16.0万KWe P W R、27.0万KWe B W R、88.2万KWe	即時解体撤去（準備中） 即時解体撤去（準備中） 即時解体撤去（準備中） 即時解体撤去（準備中）

高速増殖炉サイクル技術

高速増殖炉（FBR¹⁰）は、発電しながら消費した以上の核燃料を生成することができ、ウラン資源の利用効率を飛躍的に高めることができる原子炉です。高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル技術（以下、「高速増殖炉サイクル技術」という。）は、将来実用化されれば、現在知られている技術的、経済的に利用可能なウラン資源だけでも数百年にわたって原子力エネルギーを利用し続けることができる可能性や、高レベル放射性廃棄物中に長期に残留する放射能を少なくして環境負荷を更に低減させる可能性を有するものであり、不透明な将来に備え、将来のエネルギーの有力な選択肢を確保しておく観点から着実にその開発に取り組むことが重要です。

（１）実験炉の運転

実験炉「常陽」は、1977年4月初めの臨界以来順調な運転を続け、高速増殖炉の開発に必要な技術データや運転経験を着実に蓄積してきた。初臨界以来、2003年3月末現在で、累積運転時間が約61,000時間、累積熱出力が約50.6億kW時に達しており、478体の運転用燃料、220体のブランケット燃料及び75体の試験燃料等を照射し、高速炉炉心での燃料集合体や燃料ピンの安全性と照射特性を明らかにしてきている。

現在、高中性子束化と照射場の拡大等を図るための高度化計画（MK - ）を進めており、2003年7月臨界を達成した。今後は、高速増殖炉実用化のための燃料・材料開発や外部の利用に活用される。

図2-3-22 高速実験炉「常陽」



（２）原型炉の建設等

1995年のナトリウム漏えい事故以降運転を停止している原型炉「もんじゅ」は、高速増殖炉サイクル技術のうち最も開発が進んでいるMOX燃料とナトリウム冷却を基本とする

技術を用いた原子炉でかつ発電設備を有する我が国唯一の高速増殖炉プラントである。

「もんじゅ」の意義、役割等については、原子力委員会高速増殖炉懇談会等においてもこれまで検討がなされてきたところであるが、今後、発電プラントとしての信頼性の実証とその運転経験を通じたナトリウム取扱技術の確立という「もんじゅ」の所期の目的を達成することは他の選択肢との比較評価のベースともなることから、同目的の達成にまず優先して取り組むことが今後の技術開発において特に重要である。

このことから、原型炉「もんじゅ」は我が国における高速増殖炉サイクル技術の研究開発の場の中核として位置付け、早期の運転再開を目指すこととしている。

事故以降の運転再開に向けた動きとして、旧科学技術庁、原子力安全委員会等において事故原因や再発防止策等について調査・審議が行われ、これらをふまえ、核燃料サイクル開発機構は所要の対策を取りまとめ、原子炉設置変更許可を経済産業省原子力安全・保安院に申請し、2002年12月に許可された。今後、「もんじゅ」の重要性に鑑み、説明責任を果たしつつ、地元の了解を得た上で改造工事に着手できるよう取り組んでいくこととしている。

また、「もんじゅ」の原子炉設置許可処分（1983年5月）の無効確認を求めた行政訴訟の控訴審においては、2003年1月27日に名古屋高等裁判所金沢支部は「許可処分は無効」であるとの判決を言い渡した。これを受け、同月31日、経済産業大臣は最高裁判所に上訴したところである。

なお、「もんじゅ」の建設・運転の差止めを求めて名古屋高等裁判所金沢支部において争われていた民事訴訟については、2003年3月に原告からの訴えの取下げの申し出があり、同月に核燃料サイクル開発機構が同意したことにより裁判は終結した。

今後、研究開発を進めるに当たっては、「もんじゅ」事故及びその後の一連の事故や不祥事によって国民の原子力に対する不信感と不安感が著しく増幅されていることを重く受け止める必要がある。「もんじゅ」については、研究開発段階にある原子炉であることを認識し安全確保に万全を期すとともに、徹底した情報の開示と提供を行うなど、国民及び地域住民の信頼確保に格別に留意することが求められる。

ナトリウム漏えい事故までの高速増殖原型炉「もんじゅ」の経緯

1983年5月	原子炉設置許可
1985年10月	建設着手
1994年4月	初臨界
1995年8月	初送電
1995年12月	ナトリウム漏えい事故

図2-3-23 高速増殖原型炉「もんじゅ」



表2-3-14 高速増殖炉の位置付けに関する経緯

	旧原子力施設長期計画 (1994年6月)	懇談会報告書 (1997年12月)	原子力長期計画 (2000年11月)
高速増殖炉の 位置付け	将来的に核燃料リサイクル体系の中核として位置付け。 高速増殖炉は将来の原子力発電の主流にしていくべき。	将来の非化石エネルギーの一つの有力な選択肢。 長期的なエネルギー源の確保の観点から重要。	高速増殖炉サイクル技術は、ウランの利用効率を飛躍的に高めることができ、高レベル放射性廃棄物の放射能を少なくして環境負荷を更に低減させる可能性を有する。 将来のエネルギーの有力な選択肢を確保しておく観点から着実にその開発に取り組むことが重要。
原型炉 「もんじゅ」	性能試験を着実に進め、1995年末の本格運転を目指す。得られる成果を実証炉以降の高速増殖炉開発に反映していく。	実用化の可能性を確度高く追求するための研究開発の場。動燃改革が確実に実現され、慎重な運転管理が行われることを前提に、「もんじゅ」での研究開発が実施されることが望まれる。	高速増殖炉サイクル技術の研究開発の場の中核。さらにまた、国際的にも貴重な研究開発施設。発電プラントとしての信頼性の実証とその運転経験を通じたナトリウム取扱技術の確立という所期の目的を達成することは他の選択肢との比較評価のベースともなることから優先して取り組むことが重要であり、早期の運転再開を目指す。
実用化に向けて	「もんじゅ」の運転実績の反映等を考慮して、2000年代初頭に実証炉を着工することを目標に計画を進める。電気事業者は、実証炉について必要な研究開発とその着工に向けての所要の準備を進める。適切な間隔で実証炉1号炉、これに続く実証炉2号炉の建設を進める。2030年頃までには実用化が可能となるよう技術体系の確立を目指す。	「もんじゅ」の運転経験を実証炉に反映することが必要。「もんじゅ」及び民間の研究開発などの成果を十分に評価した上で、実証炉の具体化のための計画の決定が行われるべき。非化石エネルギー源の一つの有力な選択肢として、実用化の可能性を追求するために研究開発を進めることが妥当。実用化時期を含めた開発計画について、安全性と経済性を追求しつつ、将来のエネルギー状況を見ながら、柔軟に対応していく。	高速増殖炉サイクル技術として適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を提示することを目的に、現在、核燃料サイクル開発機構において電気事業者等、関連する機関の協力を得つつ実施している「実用化戦略調査研究」等を引き続き推進。実証炉については、実用化に向けた研究開発の過程で得られる種々の成果等を十分に評価した上で、具体的計画の決定が行われることが適切。実用化への開発計画については実用化時期を含め柔軟かつ着実に検討を進めていく。

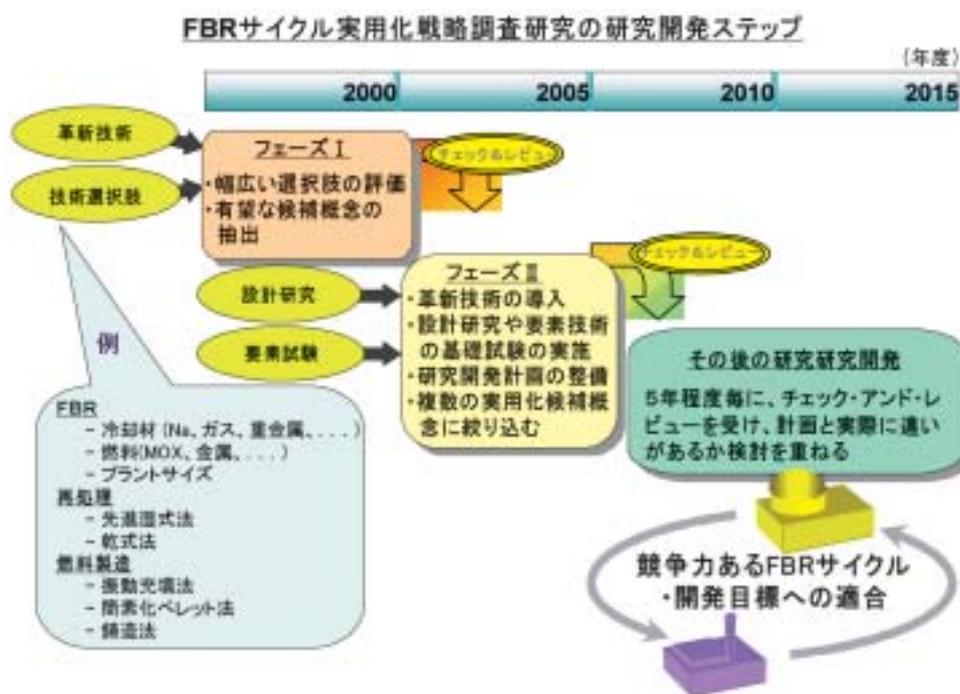
(3) 実用化に向けた展開

高速増殖炉サイクル技術の研究開発に当たっては、社会的な情勢や内外の研究開発動向等を見極めつつ、長期的展望を踏まえ進める必要がある。そのため、核燃料サイクル開発機構では、1999年7月から、電気事業者等、関連する機関の協力を得て、高速増殖炉サイクル技術として適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を提示することを目的に、炉型、再処理等、高速増殖炉サイクル技術に関する多様な選択肢について検討する、「実用化戦略調査研究」を実施している。

また、核燃料サイクル開発機構、日本原子力研究所、電力中央研究所、大学、メーカー等は、国内外の研究開発施設の活用や海外の優れた研究者の参加を含め、高速増殖炉サイクル技術について裾野の広い基盤的な研究開発を行っている。

高速増殖炉の実証炉については、実用化に向けた研究開発の過程で得られる種々の成果等を十分に評価した上で、具体的計画の決定が行われることが適切であり、実用化への開発計画については実用化時期を含め柔軟かつ着実に検討を進めていくこととしている。

図2-3-24 実用化戦略調査研究の概要



(4) その他の技術開発

我が国における高速増殖炉燃料サイクルに係る再処理技術開発は核燃料サイクル開発機構が主体となって進めている。

高速炉燃料再処理に係る技術については、東海再処理施設の軽水炉燃料再処理技術をベースとした先進湿式再処理技術や乾式再処理技術について、高レベル放射性物質研究施設 (CPF) において研究開発を進める計画で1996年3月から2002年3月までの間、施設の

整備を行い、現在、先進的再処理プロセスの研究開発や分離変換技術の研究開発を中心とする多様な高速増殖炉燃料の再処理技術に関する研究開発を行っている。

また、リサイクル機器試験施設（R E T F）は、C P Fでの成果等を踏まえ、工学規模での高速増殖炉燃料再処理技術の確立に向けた研究開発を行う施設として、1995年1月に建設に着手し、2000年6月には、試験棟建物、電気設備、換気・給排水設備等を建設、設置する第一期工事が終了した。今後、高速増殖炉再処理技術に関する研究成果、「実用化戦略調査研究」の結果等を踏まえ、今後の計画の方向性についての検討を進めることとしている。

また、我が国における高速炉M O X燃料製造に係る技術は、プルトニウム燃料開発施設、燃料及び材料の照射後試験施設等を用いた試験を継続し、その成果を「実用化戦略調査研究」に反映することを通じて実用化されることとされている。

9

核燃料物質等の輸送

現在、我が国で使用されている核燃料物質は、そのほとんどが外国から船舶で輸送され、港からトレーラによって再転換工場等へ陸上輸送されている。また、国内の原子力発電所からである使用済燃料は、国内の再処理工場に専用運搬船により海上輸送されている。

海外から我が国へ輸送される核燃料物質は、発電用低濃縮ウラン燃料の場合は、低濃縮ウランの原料となる天然六フッ化ウラン、海外で濃縮された六フッ化ウランまたはさらに転換された二酸化ウラン粉末の形態で輸送されている。

これらの核燃料物質は、加工事業所間においては、二酸化ウラン粉末または六フッ化ウラン、また、加工事業者と原子力発電所等の間においては、新燃料集合体の形で輸送されている。

青森県六ヶ所村日本原燃（株）ウラン濃縮工場への天然六フッ化ウラン輸送については、従来から陸上輸送による方法に加え、年1～3回程度むつ小川原港まで直接海上輸送により行われることとされ、2002年8月まで35回の海上輸送が安全に実施されている。

使用済燃料については、東海事業所再処理センター及び六ヶ所村再処理施設（再処理工場内プール水漏洩により受け入れ中断中）へ、各原子力発電所から、専用運搬船により輸送されている。

低レベル放射性廃棄物については、専用運搬船により全国の原子力発電所から六ヶ所村の低レベル廃棄物埋設施設への輸送が行われている。

図2-3-25 核燃料物質の陸上輸送核燃料物質の陸上輸送



図2-3-26 高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）運搬船（パシフィック・スワン号）

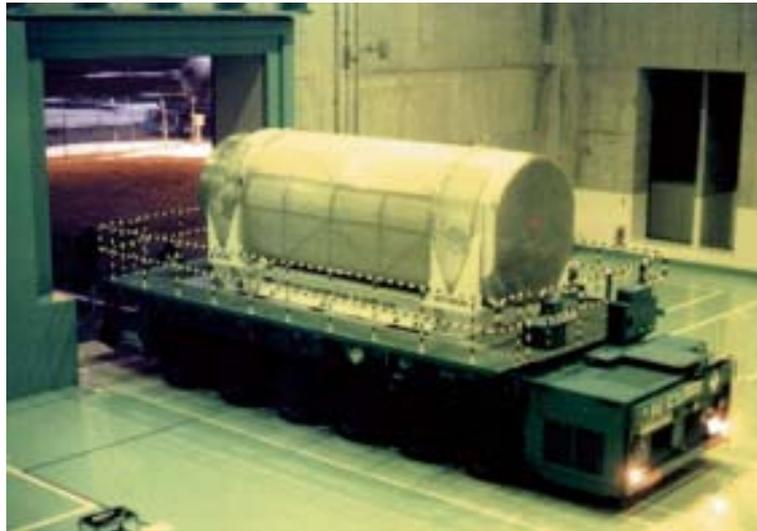


核物質の輸送情報の取扱いについては、1996年9月、天然ウランの輸送情報について、警備に重大な支障をきたす情報を除き、輸送関係者間で合意される範囲内で原則公開可能とされた。さらに、1997年8月、それ以外の核物質の国内輸送並びに使用済燃料及び低濃縮ウランの国際輸送について、公開可能な範囲を拡大することとされた。

英国及びフランスでの再処理により回収されたプルトニウムについては、基本的には海外でMOX燃料に加工し、我が国に海上輸送により返還し、軽水炉により利用することとしており、輸送が円滑に実施できるよう、国としても所要の調整を進めることとしている。

また、同じく英国及びフランスでの再処理により発生する高レベル放射性廃棄物の我が国への返還については、フランスからの輸送が英国の輸送船によって行われ、輸送容器に納められたガラス固化体が返還されている。

図2-3-27 ガラス固化体輸送容器（キャスク）



10

核燃料サイクルを巡る諸外国の動向

各国は、それぞれのエネルギー事情などに応じて独自の核燃料サイクル政策を立案している。

原子力平和利用を進める上で核燃料サイクルを行うこととしている国は、フランス、英国、ドイツ、スイス、ベルギー、日本などである。他方、核燃料サイクルを行わないこととしている国としては、米国、カナダ、スウェーデンなどがある。

核燃料サイクルの選択は、それぞれの国ごとの事情によってなされるものであるが、核不拡散の動向やエネルギー資源の状況によるところが大きく、また、経済性の比較、環境への負荷度の評価も大きな要素であると考えられる。特にエネルギー資源の状況に関しては、ウラン資源の需給動向が大きな要素であり、今日の国際的にウラン需給が緩和している状況は、各国の核燃料サイクルへの取組に影響を与えている。

使用済燃料の再処理

2003年現在の世界の再処理設備容量を表2 - 3 - 15に示す。

(ア) フランス

自国内で再処理を実施するとともに、外国からの委託再処理も実施している。また、軽水炉でのプルトニウム利用など核燃料サイクルを積極的に推進しており、1998年12月に高速増殖実証炉スーパーフェニックスは閉鎖されたものの、核燃料サイクルの方針については変わっていない。

COGEMAは、ラ・アーグに、海外からの委託再処理を行うためのUP-3（処理能力：軽水炉燃料800トン／年、操業開始：1990年）及びフランス国内の使用済燃料の再処理を受け持つUP2-800（処理能力：軽水炉燃料800トン／年、操業開始：1994年）の2つの再処理工場を有している。

表2-3-15 世界の再処理設備容量

フランス	UP2-800	800トンU／年（濃縮ウラン）
	UP3	800トンU／年（濃縮ウラン）
英 国	THORP	1,200トンU／年（濃縮ウラン）
	B205	1,500トンU／年（天然ウラン）
日 本	NC東海再処理	90トンU／年（濃縮ウラン）*
	六ヶ所再処理	800トンU／年（濃縮ウラン）**
ロシヤ	RT-1	400トンU／年（濃縮ウラン）
インド	タラプール等	130トンHM／年（加圧水型炉燃料等）

* 日本の再処理設備容量（JNC東海再処理工場）は0.7トン／日であり、年間70～90トンUの再処理実績がある。

** 建設中

図2-3-28 スーパーフェニックス（フランス）



図2-3-29 ラ・アーグ再処理工場（フランス、ラ・アーグ）



(イ) 英国

自国内で再処理を実施するとともに、外国からの委託再処理も実施している。

B N F L は、セラフィールドの再処理工場 B-205 プラント（処理能力1,500トンU / 年（天然ウラン））に加え、1994年1月よりセラフィールドにおいて、外国からの委託再処理のため1,200トンU / 年の処理能力を有する軽水炉燃料の再処理工場（T H O R P¹¹）の操業を開始した。

図2-3-30 T H O R P（英国、セラフィールド）



(ウ) ドイツ

再処理・プルトニウム利用の推進が基本であったが、E C 統合などの背景の下、1989年に自国内での再処理方針から、英仏に再処理委託を行っていく方針に変更した。

また、2002年4月に施行された改正原子力法では、再処理のための輸送を2005年6月ま

11 T H O R P : Thermal Oxide Reprocessing Plant

でとするとともに、中間貯蔵施設を設置することとした。

(エ) ロシア

自国内で再処理を進めており、1976年に運転開始した再処理工場 R T - 1 により V V E R - 4 4 0 の使用済燃料の再処理を実施している。

(オ) 中国

核燃料サイクル政策を進めており、使用済燃料は基本的に自国で再処理することとしている。このため、再処理のパイロットプラントの建設を進めており、さらに、大規模再処理工場を2020年頃に操業することを計画している。

MOX燃料利用

プルトニウムの軽水炉による利用については、主として欧州で実績が積み重ねられている。欧州各国とも新規施設を増設計画中である。

表2-3-16 軽水炉でのMOX燃料利用

国名	装荷年	装荷体数
アメリカ	1964～85	91
ドイツ	1966～	1,420
フランス	1974～	1,822
スイス	1978～	280
ベルギー	1963～	289
イタリア	1968～82	70
オランダ	1971～93	7
スウェーデン	1974～79	3
日本	1986～91	6
インド	1994～	10
合計		3,998

(2002年12月現在)

(ア) ベルギー

デッセルにおいてベルゴニュークリア社が35トンHM/年のMOX燃料加工工場を操業中である。

1993年12月、ベルギー議会は2基の軽水炉へのMOX燃料装荷を承認した。ベルギーでは、1963年から1987年まで研究炉BR-3(PWR, 1万kW)においてMOX燃料を合計151本装荷した経験を有しており、1995年からチアンジェ2号機(PWR, 94.1万kW)及びドール3号機(PWR, 105.6万kW)においてMOX燃料が装荷されている。

(イ) フランス

1987年から軽水炉でのプルトニウム利用を開始し、1996年には11基の90万kW級軽水炉でプルトニウムのリサイクルを行っている。これまでに20基でMOX燃料が装荷されている。燃料加工に関しては、マルクールにおいてCOGEMA、フラマトムが共同で建設した120トンHM/年のMELOXが、1995年から操業を行っており、また、カダラッシュにおいてはCOGEMAが35トンHM/年の工場を操業中である。

(ウ) ドイツ

1960年代よりMOX燃料を試験的に使用し、1980年代からは本格的に展開して、現在は10基の軽水炉でMOX燃料を使用している。

(エ) 英国

BNFLが、セラフィールドにおいて8トンHM/年のMOX燃料加工実証プラントを運転している。さらに、BNFLは120トンHM/年のセラフィールドMOXプラントの建設を1994年4月に開始しており、2001年12月に操業が開始されている。

高速増殖炉の開発

(ア) 米国

核不拡散などの観点から研究開発を中断しているが、原子力開発当初から高速増殖炉研究開発に着手しており、相当の技術的蓄積を有している。また近年、米国エネルギー省が中心となって次世代原子力システムの開発に関し、各国と共同研究を行うべく、第4世代原子力システムに関する国際フォーラムを積極的に推進しており、本枠組みの下での研究開発の対象の一つとして高速炉に対して関心を示している。

(イ) フランス

1998年に経済等の理由から実証炉スーパーフェニックス(124万kW)の放棄を決定したが、原型炉フェニックス(25万kW)による研究開発は継続している。また、米国と共に国際フォーラムに対して積極的に取り組んでおり、ナトリウム冷却高速炉に対して高い関心を示している。

(ウ) 英国

原型炉(25万kW)を約20年間運転し、開発成果を蓄積してきた。1994年3月に運転を終了した。

(エ) ロシア

実験炉BR-10(1万kW)、原型炉BN-600(60万kW)などを運転するとともに、これに続くBN-800(80万kW)の建設計画を有するなど高速増殖炉の研究開発を積極的に推進している。また、フランスとともに高速増殖炉の研究開発に長期的視点から取り

組んでいる。

(オ) 中国

高速増殖炉開発を積極的に進めており、実験炉 C E F R (2.5 万 kW) を建設中である

11

新型転換炉

2003年3月に、新型転換炉「ふげん」は、25年間にわたる運転を終了し、今後は廃止措置に必要な研究開発を行うこととなった。

1995年に原子力委員会による民間の新型転換炉実証炉建設計画の見直しがなされ、その後の動燃改革において、新型転換炉研究開発はその役割が終了しつつあることから、適切な過渡期間において撤退することとされ、原型炉「ふげん」は2003年3月をもって運転を終了した。

この間25年間にわたる運転を通じた研究開発の成果として772体のMOX燃料の装荷実績(単一炉としては世界一)を有するなどの成果を得た。

今後は、「ふげん」の運転を通して得られた新型転換炉の核燃料利用上の技術的特長や、MOX燃料の安全評価手法、炉心管理手法等のプルトニウム利用技術、水化学管理技術、除染技術等のプラント管理技術について、研究開発成果の集大成を行う。

また、運転終了後の「ふげん」については、適切な廃止措置準備期間を設け、廃止措置計画の具体化に必要な技術開発・研究、使用済燃料の発電所外への搬出、重水系設備からの重水回収などを行う。廃止措置は、この準備期間の事業の進捗を踏まえ、法令に基づく諸手続きを行った後に着手することとしている。

図2-3-31 新型転換炉「ふげん」



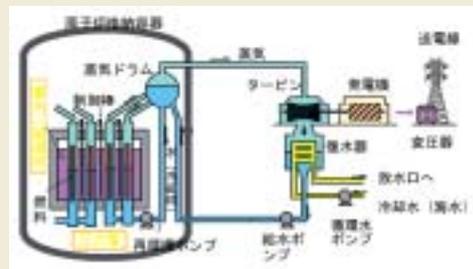
新型転換炉について

開発の経緯

新型転換炉は、1966年、我が国のエネルギーセキュリティの自立、ウランの有効利用及び我が国での自主技術の確立を目的に、高速増殖炉とともに自主開発することが決定された。これを受け、動力炉・核燃料開発事業団（現・核燃料サイクル開発機構）により原型炉「ふげん」の設計、研究開発、建設が進められ、1979年より本格運転を開始し、順調に運転が続けられてきた。その経験を踏まえて実証炉開発の計画が進められたが、1995年7月に電気事業連合会から経済性を理由に見直しの要望が出され、同年8月に実証炉開発の中止が決定され、新型転換炉の開発は中止されることとなった。

新型転換炉の特徴

原型炉「ふげん」は、電気出力16万5千kWの重水減速沸騰軽水冷却型原型プラントで、減速材に重水を使用していること及び原子炉の構造が圧力管型であることを除けば、沸騰水型軽水炉と類似している。



新型転換炉は、減速材として中性子吸収の少ない重水を使用しているため、使用済燃料を再処理して得られるプルトニウムを天然ウランや回収ウラン、劣化ウランに混ぜたMOX燃料として効率的に利用することができ、また、濃縮ウランも使うことができるなど、核燃料利用上の柔軟性を有している。

原型炉「ふげん」の成果

「ふげん」は初臨界以来25年の運転において、総発電電力量約220億kWh、平均設備利用率約62%の実績を残している。この間772体のMOX燃料及び687体のウラン燃料を装荷してきた。全炉心にMOX燃料を装荷することができる炉であるが、その時々々のプルトニウム需給状況等に応じてMOX燃料の装荷比率を変えて運転を実施しており、全炉心に対するMOX燃料の装荷割合は実績で34%から72%となっている。MOX燃料の原子炉への装荷実績は世界全体の1/5で、単一の炉としては世界最大の実績となる。

また、再処理によって得られた核燃料を再利用し我が国において初めて核燃料サイクルの輪を完結させるなど、我が国の核燃料サイクル政策を先行的に具現化、実証している。また、開発を通じて国内原子力産業に蓄積、育成された技術は、軽水炉の安全性、信頼性の向上、高速増殖炉の開発に役立ってきた。

新型転換炉のこれらの成果は、今後も高速増殖炉、軽水炉でのMOX燃料利用を推進する上で役立つことが期待される。