

<概要>

カナダは第二次世界大戦後に独力で天然ウランを利用する発電用重水炉の開発に着手し、カナダ独自の設計であるCANDU炉（重水減速重水冷却圧力管型炉）を完成させた。CANDU炉の特徴は、横置圧力管型構造と短尺燃料の利点を生かし、運転中燃料交換を可能にするとともに、天然ウランを効率よく燃やせることである。カナダでは発電用原子炉として、既に1960年代から標準燃料を採用した炉型の開発が行われている。2010年1月末現在、カナダで運転中のものは18基、グロス電気出力で約1328万kWeに達している。また、海外へも輸出されている。世界ではCANDU型重水炉に分類される重水炉は、43基が運転中、6基が建設中で、4基が計画中である。世界的に原子力発電の利用の機運が高まる中で、カナダ原子力公社（AECL）は次世代型CANDU炉としてACRシリーズの開発に着手し、経済性、安全性の一層優れたCANDU炉の導入を目指している。

<更新年月>

2011年01月

<本文>

1. CANDU炉の開発経緯

CANDUとはCANAdian Deuterium Uraniumの略である。CANDU炉はカナダが独自に開発した発電用重水炉（PHWR：Pressurized Heavy Water Reactor加圧重水炉）で、炉型としては重水減速・重水冷却・横置圧力管型原子炉と呼ぶべき重水炉である。カナダは第2次大戦後の原子力開発に際し、国内に豊富に産出する天然ウランを濃縮することなく直接燃料として利用できる原子炉を自主開発する路線を選択し、CANDU炉に着手した。表1にCANDU炉の開発の歴史を示す。

1945年の零出力実験炉の初臨界により第一歩を踏み出し、引き続きNRX（National Research Experimental）炉（1947年初臨界）、NRU（National Research Universal）炉（1957年初臨界）という研究実験用原子炉を開発、さらに25MWeの実証炉NPD-2炉（1962年初発電）の建設へと進んだ。

このNPD-2炉の成功により、発電用原子炉としての技術的可能性が実証されるとともに、CANDU炉の設計概念である天然ウラン燃料の重水減速・重水冷却・横置圧力管方式が確立された。商業用原型炉として218MWeのダグラス・ポイントDouglas Point発電所の建設に着手し、1967年に100%出力を達成した。

NPD-2炉及びダグラス・ポイント発電所の設計と運転経験は、カナダが商業発電用のCANDU炉の開発を進める上で大きな役割を果たした。

2. CANDUの建設と運転の現状

表2に世界におけるCANDU型原子力発電所一覧を、表3にCANDU型原子力発電所の建設スケジュールを示す。カナダで最初に商業用CANDU型発電所の開発に着手したオンタリオ・ハイドロ社（現オンタリオ・パワー・ジェネレーション社：OPG）では、ダグラス・ポイント発電所の運転経験から、発電所サイト当り同一設計のプラント4基をユニットとして建設する方針を採用した。1971年以降ピッカリングPickering（A）発電所（542MWe×4）、ブルースBruce（A）発電所（904MWe×4）、ピッカリングPickering（B）発電所（540MWe級×4）、ブルースBruce（B）発電所（840MWe級×4）、ダーリントンDarlington発電所（935MWe×4）を逐次完成し、営業運転を開始した。また、規模の小さい電力会社では単基構成の発電所を採用し、ハイドロ・ケベック社はジェンティリGentilly 2発電所（675MWe）、ニューブランズビック電力会社はポイント・ル

プローPoint Lepreau-1発電所（680MWe）を建設し、営業運転している。

CANDU炉は発電だけでなく、蒸気供給やRI製造にも利用されている。特に、**コバルト60**の製造に関しては、当初、チョークリーバーChalk River研究所のNRU炉で始められたが、1970年代以降は、ピッカリングPickering（A及びB）、ジェンティリGentilly 2、及びブルースBruce（B）でも生産され、世界全体の製造量の85%を占めている。

2010年1月末現在、世界では43基が運転中、7基が建設中で、4基が計画中である。カナダは24基所有しているが、18基が運転中で、4基（ブルース（A）-1、-2、；ピッカリング（A）-2、-3）が休止中で、3基（ダグラス・ポイント、ジェンティリ-1、ロルフトンNPD-2）が閉鎖された。

海外にもCANDU炉は輸出されている。ここではインドのPHWRのように、クローン機とでも呼ぶべきCANDU炉と同型のものも含めて基数を表示する。運転中の原子炉は韓国が4基、インドが15基、中国とルーマニアが各2基、パキスタン、アルゼンチンが各1基である。建設中の原子炉はインドとルーマニアが各3基、また、計画中はインドが4基である。なお、アルゼンチンの1基（エンバルセEmbalse）ではコバルト60の製造を行っている。アルゼンチンではこの他にPHWRを1基運転中、1基建設中であるが、これらは圧力容器型重水炉であり、CANDU炉とは異なる炉型である。

3. CANDU炉の概要

図1にCANDU型原子力発電所の概念図を、**図2**に**燃料集合体**（燃料クラスタ）の外観を示す。**図3**にCANDU型発電炉（Pickering-1）の原子炉本体構造図を、**図4**にCANDU型発電炉（Pickering-1）の原子炉冷却系統図を、**表4**にCANDU型発電炉の設計主要目を示す。

原子炉本体は横置圧力管型で、カランドリアと呼ばれる横置円筒シェル・チューブ構造の本体と、多数の圧力管、反応度制御装置（**制御棒**など）で構成される。カランドリアを構成するカランドリア・タンクの内部には、中性子減速材である重水が満たされており、カランドリア・タンクの両管板をつないで水平に正方ピッチに配列された**カランドリア管**の中に圧力管が収納され、この中に燃料集合体が装荷されている。このカランドリア構造の採用により、中性子減速材と**一次冷却材**は完全に分離されている。カランドリア管及び圧力管の材料は、中性子吸収の少ない、それぞれジルカロイ-2及びジルコニウム・ニオブ合金が使用されている。カランドリア管と圧力管の間には間隙を保持するためのスペーサが設けられ、熱絶縁のための炭酸ガスが充填されている。

反応度制御装置には、通常の原子炉の運転、停止に使用する**反応度制御系**のほか、緊急停止用として独立した2系統（停止棒及び減速材中への**ポイズン**急速注入系）があり、これらはすべてが常温常圧状態に近い減速材領域（カランドリアタンク内）に設置されており、作動の信頼性が高められている。

炉心からの発生熱を取り出す**一次冷却系**は、炉心の圧力管群を2群に分け、それぞれが独立の2ループとなっており、各ループは、蒸気発生器2基、一次冷却材ポンプ2基、及びこれらと圧力管群を結ぶ配管系により、圧力管内の一次冷却材の流れが隣接圧力管とお互いに逆向きになるよう「8の字」ループ形に接続されている。この方式の採用により、一次冷却系機器、配管の合理的配置ならびに重水装荷量の最小化が可能となり、同時に炉心の熱的バランスを良くしている。

燃料集合体は短尺**燃料棒**（長さ約50cm）を多層同心円状に配列し（初期は28本、後に37本）、その両端がエンド・サポート・プレートに溶接された構造である。燃料棒は天然ウラン酸化物ペレットを薄肉のジルカロイ-4被覆管に封入したものである。被覆管内に黒鉛コーティングを施した（CANLUB）燃料の開発成功により、運転中燃料交換時の急激な出力変化にも耐えることができるようになった。

CANDU炉の主な特徴を以下に挙げる。

（1）運転中燃料交換方式は、炉心の両横に接近した2台の**燃料交換機**が、圧力管の一方より新燃料を挿入、他方より受取るものである。1回の操作で圧力管内に直列に装荷される複数体（12体）の短尺燃料集合体の2/3の8体が交換される。隣接圧力管とは一次冷却材の流れと同様、燃料の挿入、受取方向が逆となるので、炉心は常に全領域にわたり、新燃料、燃焼中期及び末期の燃料が混在した状態になっており、原子炉は僅かな余剰反応度だけで運転できるのが**軽水炉**と異なる特徴である。この構造により中性子の有効利用ができ、天然ウランを極めて効率よく燃焼させることができる。また、燃料交換に伴う**発電所稼働率**の低下を防止することもできる。（ただし、保障措置の観点から、現在は運転中の燃料交換は行っていない。）

（2）圧力管に一次冷却材の漏えいが発生したときは、カランドリアとの間隙の炭酸ガス層において直ちに漏えいが検出され、その圧力管だけを交換する。また破損燃料が発生した場合、圧力管単位で検知でき、直ちに燃料集合体を取り出し、一次冷却系を清浄に保つことができる。

（3）圧力容器型重水炉と異なり、一次冷却材の保有水量が少ない。したがって一次冷却系配管破断事故時の放出エネルギーが少なく、事故時における原子炉格納容器の負担が軽くできる。

(4) 一次冷却系は、軽水炉と異なり、一次冷却材に水処理を施して、機器、配管材料にはステンレス鋼より安価な炭素鋼を採用している。

(5) CANDU炉の場合、燃料集合体や圧力管の設計を変更せず、圧力管本数を増加するだけで、容易に出力の増大を図ることができる。930MWe級の発電所（Darlington）が運転中であり、下記のように1100MWe級の設計も行われている。

なおCANDU炉では、0.9～1.3%程度の微濃縮ウランまたはウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を使用する場合に、原子炉設備を変えことなく燃料を燃やすことができ、かつ燃料の利用効率は30%改善される。また、ウラン235濃度が減損ウラン組成のレベルに低下するまで燃焼することができる。

4. CANDU炉開発の進展

CANDU炉の開発を行ってきたカナダ原子力公社（AECL）は新たな市場開拓を目指し、1990年代に出力450MWe級のCANDU 3と呼ばれる中小型炉、さらに、ブルース（A）及びダーリントンに建設した大型機の経験をベースに、安全性と経済性をより高めた出力900MWe級のCANDU 9と呼ばれる大型炉の設計を行った。これらは、従来のCANDU 6炉の技術をベースに、徹底した合理化、新建設工法の採用等により建設費を低減して、CANDU 6炉と同等の経済性を達成することを目標としたものである。CANDU 3が先行して設計を完了したが、現在までにCANDU 3とCANDU 9の建設実績はない。

その後、世界的に原子力発電の利用の機運が高まる中で、AECLは次世代型CANDU炉としてACR（Advanced CANDU Reactor）シリーズの開発に着手した。これは、CANDU 6とCANDU 9の概念を発展させたものであり、大きな改良点としては、冷却に軽水を用いてコストの低減を図るとともに、微濃縮ウランを用いて燃料炉内滞在時間を長くし、使用済燃料の発生量を低減したことなどが挙げられる。まず700MWe級のACR-700を設計し、さらにACR-700を大型化した1200MWe級のACR-1000を発表した。AECLはACR-1000を最新の軽水炉である第3世代原子炉の改良型（Generation III+）と位置づけるとともに、設計寿命を60年とし、受動的安全性の促進、経済性の改善、運転・保守性の向上をアピールしている。ACRの原子力蒸気供給システムの構造概念を図5に示した。

（前回更新：2002年1月）

<関連タイトル>

[原型炉「ふげん」 \(03-04-02-09\)](#)

[海外の重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉 \(03-02-05-01\)](#)

[重水冷却圧力容器型炉 \(03-02-05-02\)](#)

[カナダの原子力発電開発 \(14-04-02-02\)](#)

<参考文献>

- (1) 日本原子力産業会議（編）：世界の原子力開発の動向1999年次報告、2000年10月
 - (2) 資源エネルギー庁公益事業部原子力発電課（編）：原子力発電便覧1999年版、電力新報社（1999年10月）、p.505-509
 - (3) 日本原子力産業会議（編）：原子力年鑑 2000/2001年版、p207-209（2000年10月）
 - (4) 原産マンスリー、No.22、16（1997.8）
 - (5) 日本原子力産業協会（編）：世界の原子力発電開発の動向 2010年版（2010年4月）
 - (6) CANTECH Library – AECL Technical Documents,
 - (7) Zhang Zhenhua and K.R. Hedges, A Brief Introduction to CANDU9 – A New Generation of Pressurized Heavy Water, (Jan. 2011)
 - (8) AECLホームページ：（Jan. 2011）
 - (9) AECLホームページ：（Jan. 2011）
 - (10) Stephen Yu, Director, An Overview of the ACR Design, Presented to USNRC, Office of Nuclear Reactor Regulation, Sep. 25, 2002,
-

表1 CANDU炉の開発の歴史

1945	OntarioのChalk River研究所で、研究炉ZEEP(10W)完成
1947	OntarioのChalk River研究所で、研究炉NRX(42MW)完成
1957	OntarioのChalk River研究所で、研究炉NRU(200MW)完成
1962	OntarioのRolphtonで、NPD-2原型炉(25MWe)完成
1968	Ontarioで、Douglas Point CANDU原型炉発電所(218MWe)営業運転開始
1971 - 1973	Ontarioで、Pickering(A)原子力発電所(542MWe × 4)営業運転開始
1977 - 1979	Ontarioで、Bruce(A)原子力発電所(904MWe × 4)営業運転開始
1983 - 1986	Ontarioで、Pickering(B)原子力発電所(540MWe × 4)営業運転開始
1983	New Brunswickで、Point Lepreau-1 原子力発電所(680MWe)営業運転開始
1983	Quebecで、Gentilly-2原子力発電所(675MWe)営業運転開始
1983	韓国で、Wolsong-1原子力発電所(679MWe)営業運転開始
1984	Argentinaで、Embalse原子力発電所(648MWe)営業運転開始
1985 - 1987	Ontarioで、Bruce(B)原子力発電所(840MWe × 4)営業運転開始
1992 - 1993	Ontarioで、Darlington原子力発電所(935MWe × 4)営業運転開始
1996	Romaniaで、Cernavoda-1原子力発電所(706MWe)営業運転開始
1997	韓国で、Wolsong-2原子力発電所(700MWe)営業運転開始
1998	韓国で、Wolsong-3原子力発電所(700MWe)営業運転開始
1999	韓国で、Wolsong-4原子力発電所(700MWe)営業運転開始
2002	中国で、Quinshan-III-1原子力発電所(700MWe)営業運転開始
2003	中国で、Quinshan-III-2原子力発電所(700MWe)営業運転開始

営業運転の開始年および電気出力については、日本原子力産業会議：世界の原子力発電開発の動向 2000年次報告、及び日本原子力産業協会：世界の原子力発電開発の動向 2010年版で修正

[出典] AECL: http://www.aecl.ca/english/company/compa_f1d.html (Mar.2001)
<http://www.aecl.ca/Reactors/CANDU6.htm> (Jan. 2011)

表2 世界におけるCANDU型原子力発電所一覧

発電所名	発電端出力 (MWe)	運転基数	燃 焼 度 (MWd/t)	一 次 冷 却 材		圧力管材質	燃料被覆 管 材 質
				炉入口／出口温度 (℃)	出口圧力 (kg/cm ²)		
Pickering A(注1)	542 × 4	2	7,900	250/293	90	Zr-2.5Nb(CW)	Zry-4
Pickering B	540 × 4	4	7,600	250/293	90	//	//
Bruce A (注2)	805 × 4	2	7,800	250/300	94	//	//
Bruce B	840 × 4	4	7,400	250/305	94	//	//
Gentilly-2	675	1	7,300	266/310	97	//	//
Point Lepreau	680	1	7,500	267/310	113	//	//
Darlington	935 × 4	4	7,500	266/310	101	//	//
Rajasthan	100/200	1/1	6,700	249/293	87	Zr-2	Zry-2
//	220 × 2	—	6,700	249/293	87	//	Zry-4
Madras	170 × 2	2	6,300	249/293	85	//	Zry-2
Narora	220 × 2	2	6,300	249/293	87	Zr-2.5Nb	//
Kakrapar	220 × 2	2	6,300	249/293	87	//	//
Kaiga	220 × 2	—	6,700	249/293	87	//	Zry-4
Tarapur	500 × 2	—	6,400	260/304	101	Zr-Nb	//
Karachi(Kanupp)	137	1	8,650	246/293	109	Zr-2.5Nb(HT)	//
Embalse	648	1	7,600	266/312	101	Zr-2.5Nb(CW)	//
Wolsong	679	1	7,500	267/310	107	//	//
//	700 × 3	—	7,500	267/310	107	//	//
Cernavoda	706/660 × 4	1	7,300	266/310	101	//	//
Qinshan	700 × 2	—	7,200	266/310	101	//	//

(注1) Pickering Aは2基が休止中である。

(注2) Bruce Aは2基が休止中である。

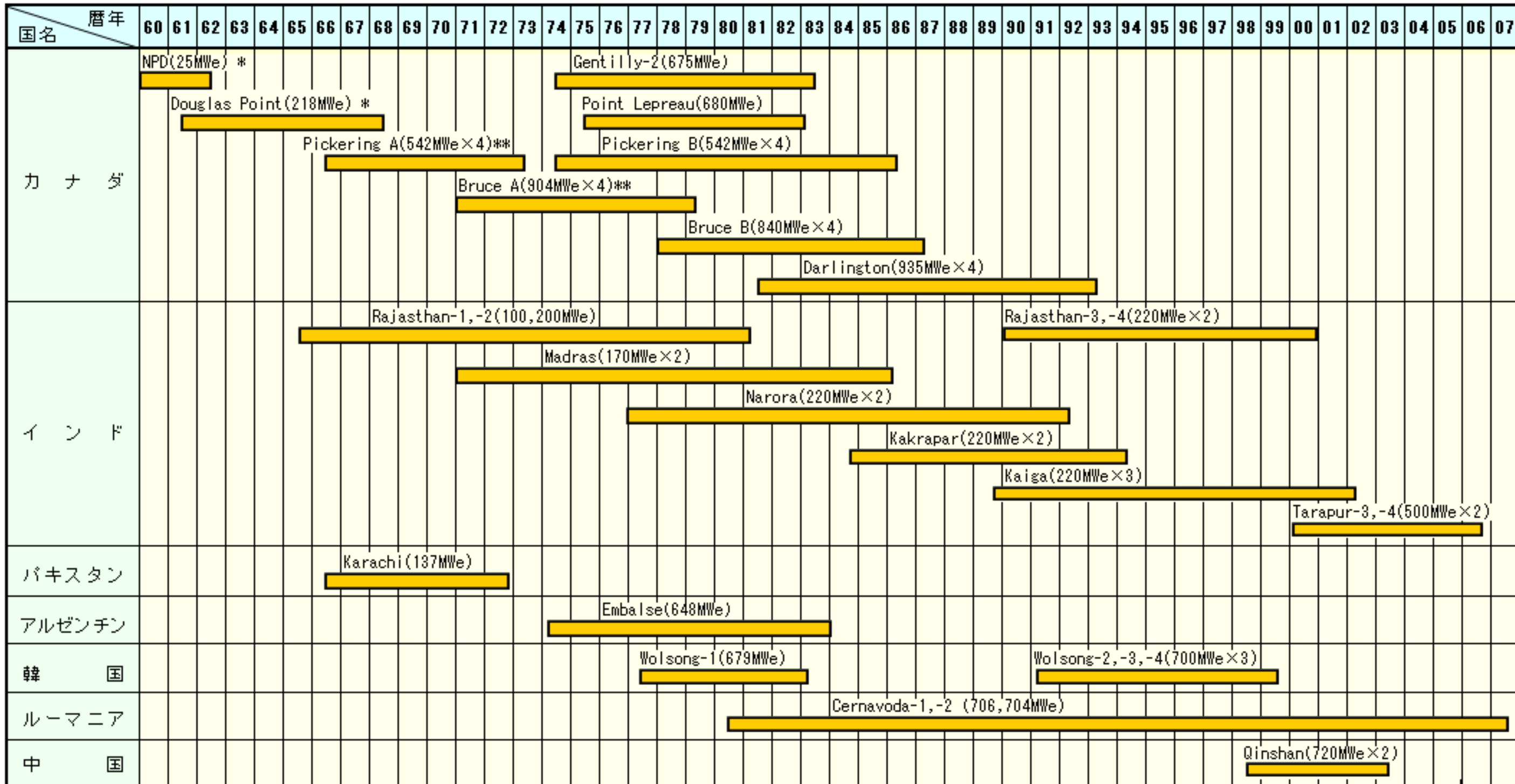
[出所] 藤井・森島(編):原子力発電プラントデータブック1994年版

[出典] (1)資源エネルギー庁公益事業部原子力発電課(編):原子力発電便覧1999年版、電力新報社(1999年10月)、p505

(2)日本原子力産業会議(編):世界の原子力発電開発の動向—2000年次報告、(2001年6月)

(3)日本原子力産業協会(編):世界の原子力発電開発の動向 2010年版、(2010年4月)

表3 CANDU型原子力発電所の建設スケジュール



注) 建設開始から運開までを示す。 * 既に閉鎖, ** 休止中を含む

【出典】(1)資源エネルギー庁公益事業部原子力発電課(編):原子力発電便覧1999年版、電力新報社(1999年10月)、p505

(2)日本原子力産業協会(編):世界の原子力発電開発の動向 2010年版、(2010年4月)

表4 CANDU型原子力発電所の設計主要目

項 目	単位	ピッカリングA	ブルースA	ジェンティリ2	ダーリントン
電気出力(発電端)	MW	542	826*	675	935
電気出力(送電端)	MW	514	769	638	881
原子炉熱出力	MW	1,744	2,626 (蒸気利用を含む)	2,180	2,776
炉心直径	m	6.28	7.06	6.29	7.06
炉心長さ	m	5.94	5.94	5.94	5.94
燃料の種類		天然ウランUO ₂	天然ウランUO ₂	天然ウランUO ₂	天然ウランUO ₂
燃料チャンネル数		390	480	380	480
燃料集合体数		4,680	6,240	4,560	6,240
燃料集合体長さ	cm	49.5	49.5	49.5	49.5
燃料棒数/ 燃料集合体		28	37	37	37
燃料棒外径	mm	15.2	13.1	13.1	13.1
被覆管厚さ	mm	0.4	0.4	0.4	0.4
被覆材		ジルカロイ-4	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4	ジルカロイ-4
ペレット外径	mm	14.3	12.1	12.1	12.1
ウラン装荷量	t	92	117	86	117
平均線出力密度	kW/m	27.0	25.0	26.1	25.9
圧力管内径	cm	10.3	10.3	10.3	10.3
平均燃焼度	MWd/t	9,080	8,750	7,500	7,790
一次冷却材流量	t/sec	9.2	12.5	7.6	11.8
一次冷却材温度 (炉入口/出口)	°C	249/293	249/300	266/310	265/313
一次冷却材圧力 (炉出口ヘッダ)	kg/cm ²	90	94	102	106
蒸気流量	kg/sec	829	1,194	1,071	1,444
蒸気温度	°C	250	254	258	263
蒸気圧力	kg/cm ²	40.0	42.2	46.4	49.2
蒸気発生器数		12	8	4	4
蒸気発生器 伝熱管材料		モネル-400	インコネル-600	インコロイ-800	インコロイ-800

注) *: 蒸気利用を含めた等価出力は904MW。

[出典] 資源エネルギー庁公益事業部原子力発電課(編): 原子力発電便覧1999年版、
電力新報社(1999年10月), p.509

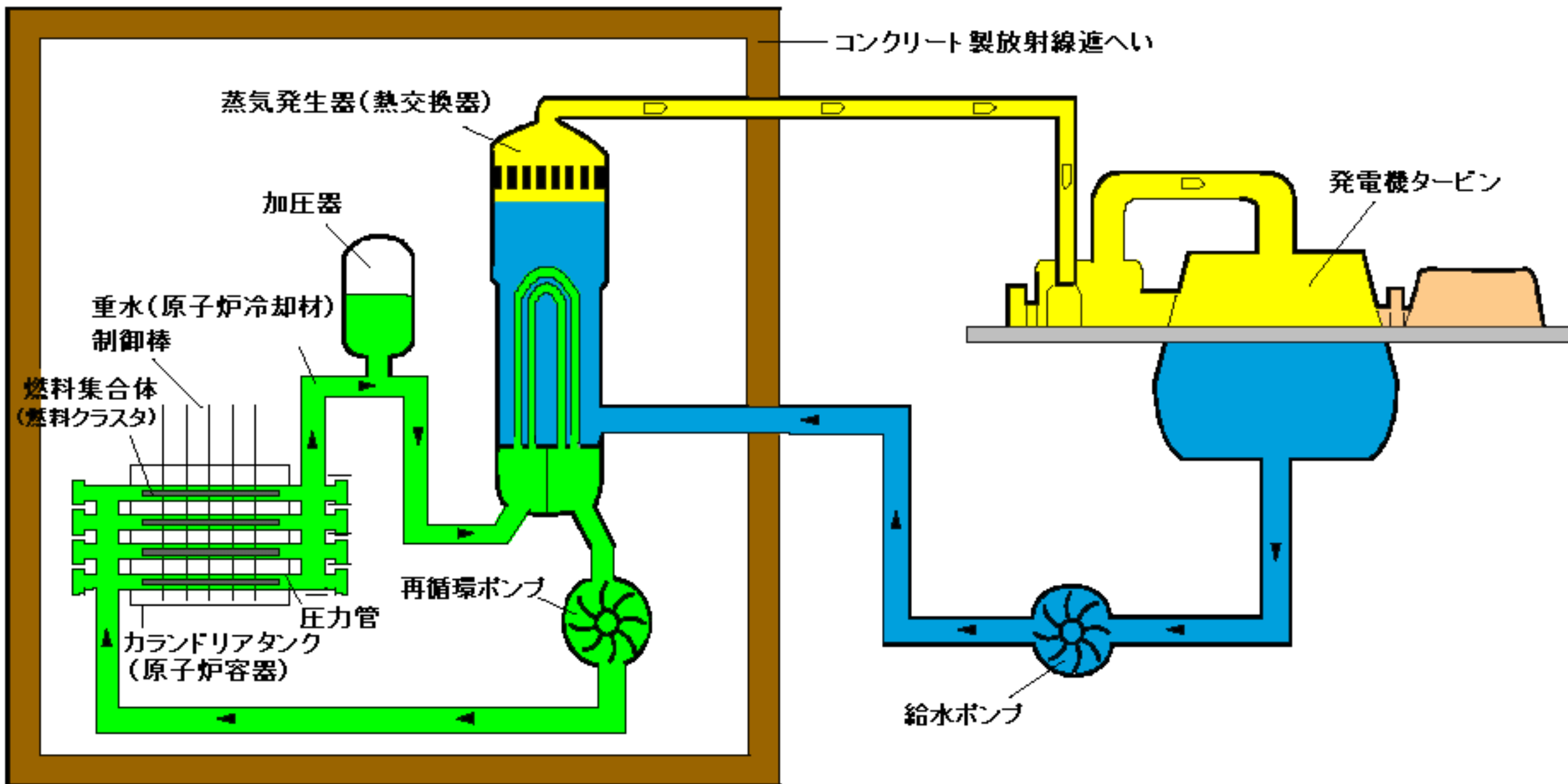


図 1 CANDU型原子力発電所の概念図

[出典] (1)Uran Institute: Pressurized heavy water reactor, <http://www.unilondon.org/pdf/phwr.pdf> (Mar.2001)
 (2)World Nuclear Association (旧Uran Institute): Pressurized heavy water reactor (PHWR or CANDU),
<http://www.world-nuclear.org> (Mar.2001)

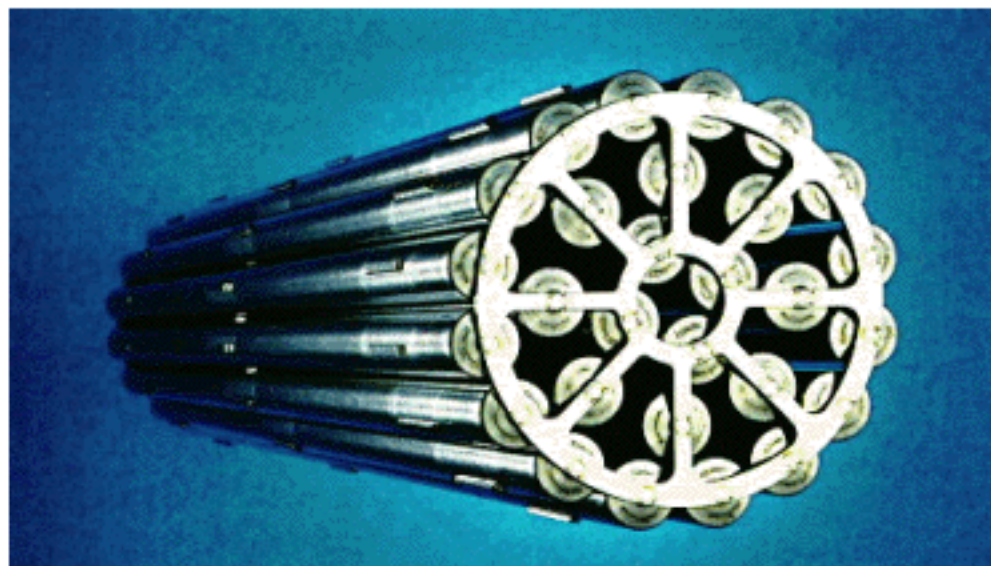


図2 CANDU型原子力発電所の燃料集合体
(燃料クラスタ)の外観

[出典] ECE, http://www.ece.umn.edu/areas/power/Energy_Course/energy/Gen_Nuclear-fired/Nuclear/CANDU/candu-rx.htm (Mar.2001)

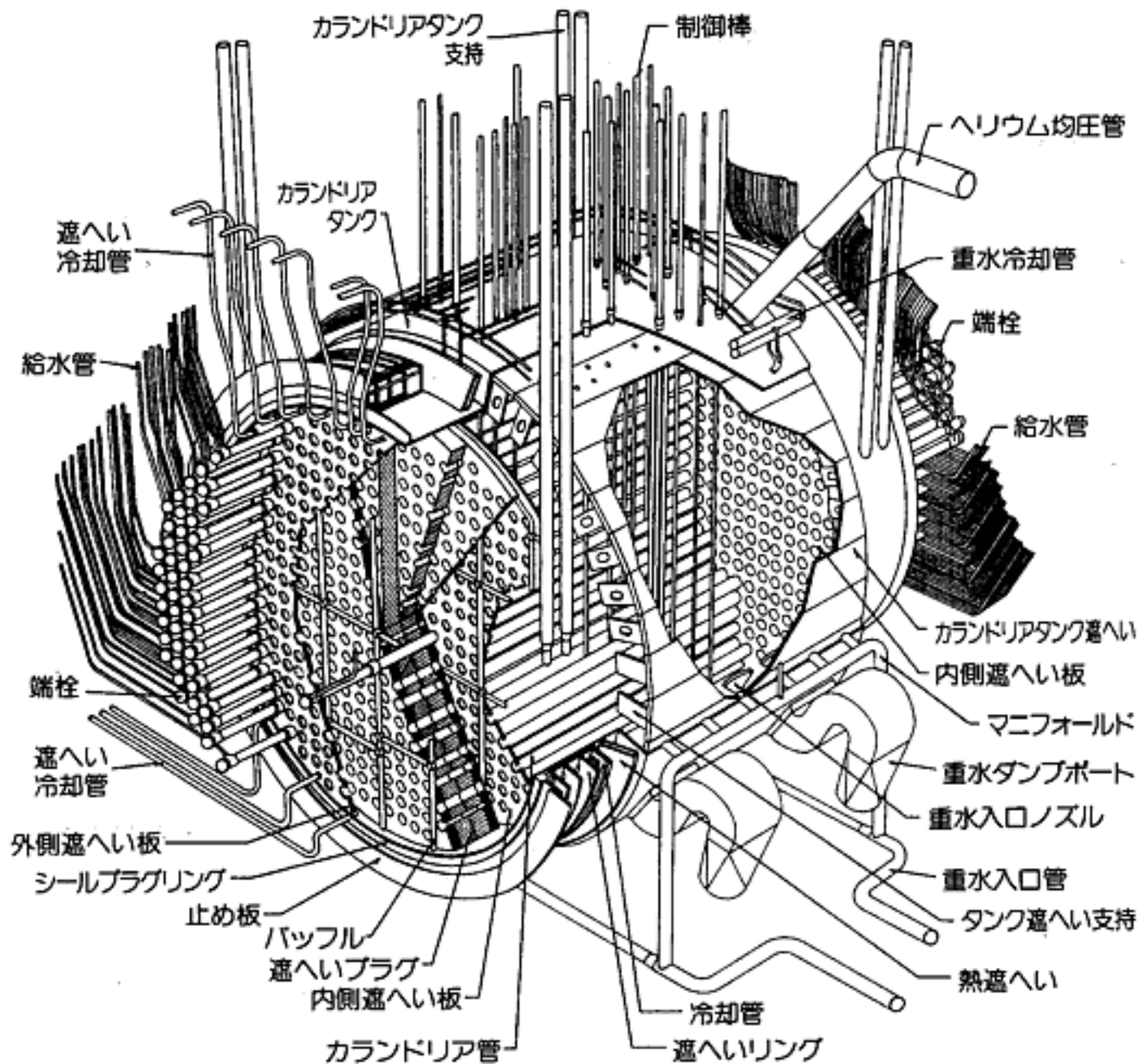


図3 CANDU型原子力発電所(Pickering-1)の原子炉本体構造図

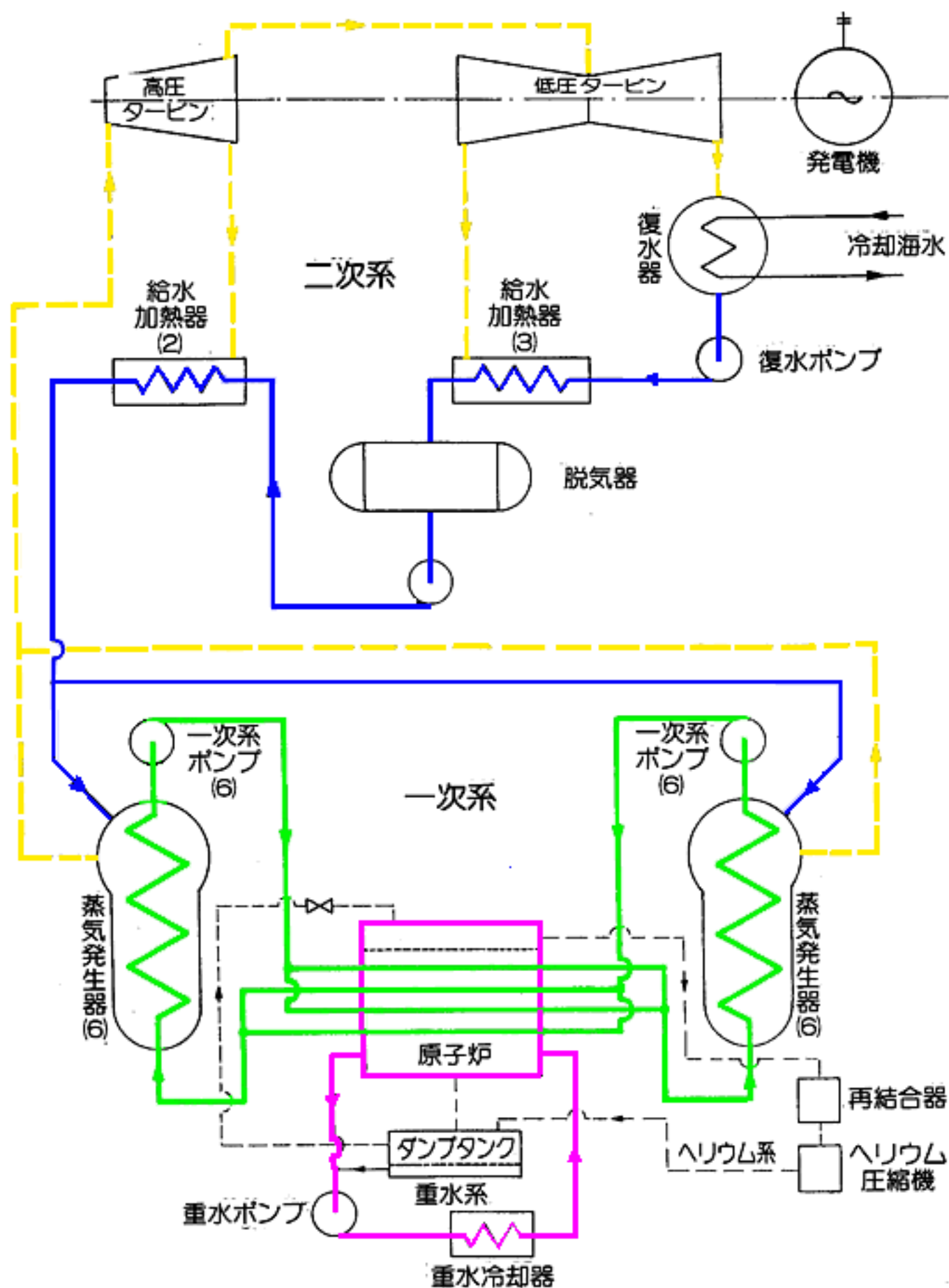


図 4 CANDU型原子力発電所(Pickering-1)の原子炉冷却系統図

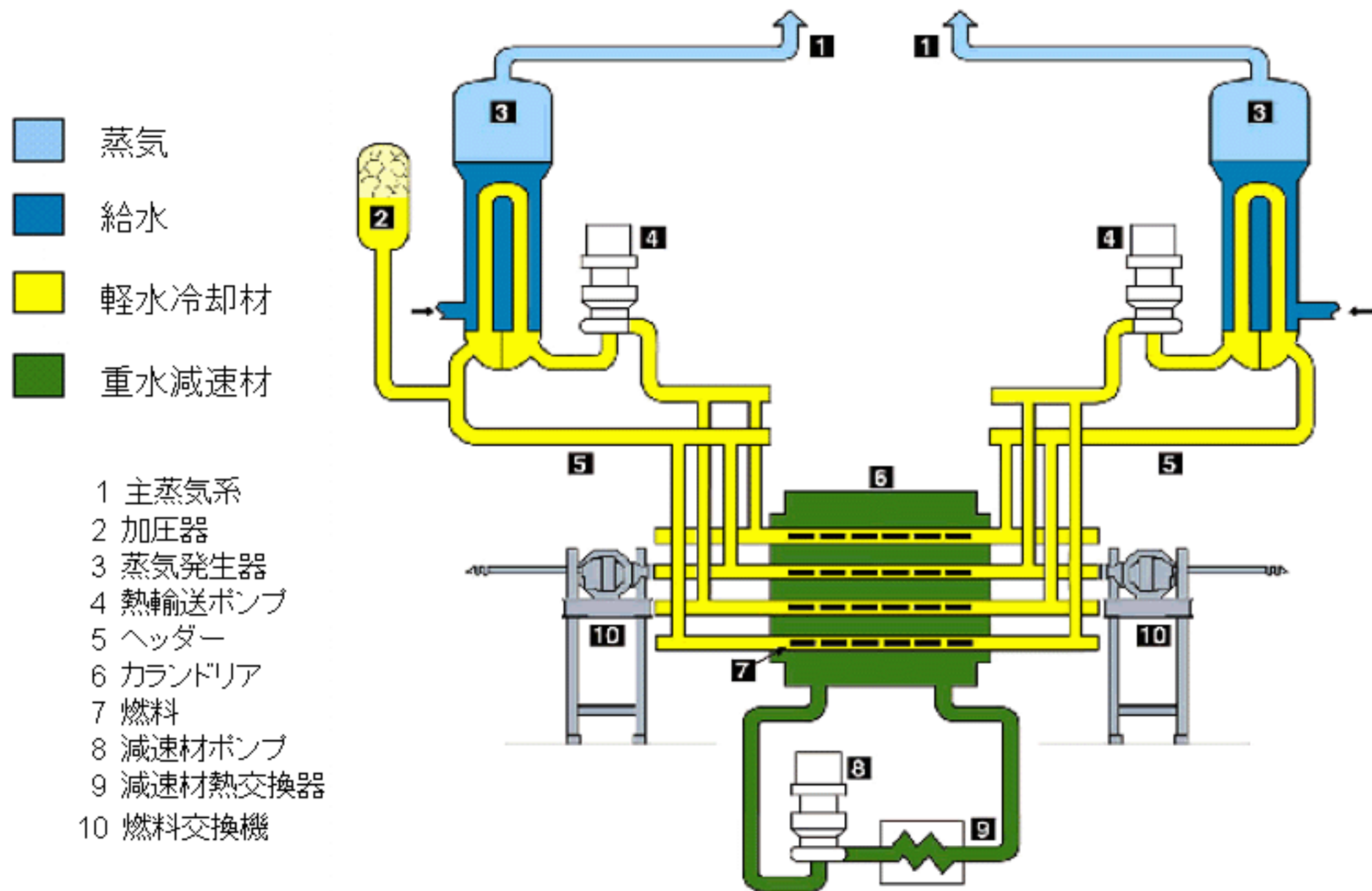


図5 ACRの原子力蒸気供給システムの構造概念