

「もんじゅ」建設の歩みNo.2

－「もんじゅ」燃料の開発－

(業務報告)

2002年11月

核燃料サイクル開発機構
敦賀本部国際技術センター

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) 2002

「もんじゅ」建設の歩み ～もんじゅ燃料の開発～

平成14年11月14日
於 核燃料サイクル開発機構
国際技術センター
MCスクエアホール
梶谷 幹男

内 容

1. はじめに
 - 1-1 増殖の可能性の議論からプルトニウム元素の発見まで
 - 1-2 周期律表の完成から言える事:Puは普通の元素である
2. 原子力開発とプルトニウムの利用の経緯
 - 2-1 1950年代から1960年代の記録より
 - 2-2 プルトニウム燃料開発
3. もんじゅ燃料の開発について～課題と今後の方向～
4. まとめ

1 はじめに

高速増殖炉の概念の「芽生え」は1930年代の後半のヨーロッパの物理学に存在しており、1941年のプルトニウム元素発見の経緯と過去2500年の原子の探求の歴史・周期律表の完成と新元素発見への挑戦からも「プルトニウムは科学的に普通の元素」といえる。

核的特性とか放射能の特性は他の元素と等しく科学的な法則に従い固有の特性を示している。化学的な毒性も他の重元素と同じくふるまっている。

我々は、冷静かつ科学的な姿勢を大切にして、実証的かつ工学的な実務を積み上げて、課題に挑戦することが重要である。

1-1 増殖の可能性の議論から プルトニウム元素の発見まで (1930年代後半のヨーロッパの 議論から「もんじゅ」まで)

- 1)ウラニウム元素の発見と名前の由来
- 2)ネプツニウム元素の発見と名前の由来
- 3)プルトニウム元素の発見の経緯

1-2 周期律表から言える事
:Puは普通の一元素である。

- 1) プルトニウムの核的な特性
2) プルトニウムの化学的な毒性について
使用済み燃料の蓄積
プルトニウムの蓄積

アクチノイド元素及びランタノイド元素の電子配列

元素名	原子番号	電子の数																
		電子核1,2,3			電子核4				電子核5				電子核6			電子核7		
		1s	2s	2p	3s	3p	3d	4s	4p	4d	4f	5s	5p	5d	5f	6s	6p	6d
ランタン	57	2	2	6	2	6	10	—	—	—	2	6	1	—	2	—	—	—
セリウム	58	2	2	6	2	6	10	1	—	—	2	6	1	—	2	—	—	—
プラセオジウム	59	2	2	6	2	6	10	3	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
ネオジウム	60	2	2	6	2	6	10	4	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
プロメチウム	61	2	2	6	2	6	10	5	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
サマリウム	62	2	2	6	2	6	10	7	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
ユウロビウム	63	2	2	6	2	6	10	7	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
ガドリニウム	64	2	2	6	2	6	10	9	—	—	2	6	1	—	2	—	—	—
テルビウム	65	2	2	6	2	6	10	10	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
ジスプロシウム	66	2	2	6	2	6	10	11	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
ホルミウム	68	2	2	6	2	6	10	12	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
エルビウム	67	2	2	6	2	6	10	13	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
ツリウム	69	2	2	6	2	6	10	14	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
イッテルビウム	70	2	2	6	2	6	10	14	—	—	2	6	—	—	2	—	—	—
ルテチウム	71	2	2	6	2	6	10	14	—	—	2	6	1	—	2	—	—	—

アクチノイド元素及びランタノイド元素の電子配列

元素名	原子番号	電子の数												
		電子核4			電子核5				電子核6			電子核7		
		1,2,3	4s	4p	4d	4f	5s	5p	5d	5f	6s	6p	6d	7s
アクチニウム	89	28	2	6	10	14	2	6	10	—	2	6	1	2
トリウム	90	28	2	6	10	14	2	6	10	—	2	6	2	2
プロト アクチニウム	91	28	2	6	10	14	2	6	10	2	2	6	1	2
ウラン	92	28	2	6	10	14	2	6	10	3	2	6	1	2
ネプツニウム	93	28	2	6	10	14	2	6	10	4	2	6	1	2
プルトニウム	94	28	2	6	10	14	2	6	10	6	2	6	—	2
アメリシウム	95	28	2	6	10	14	2	6	10	7	2	6	—	2
キュリウム	96	28	2	6	10	14	2	6	10	7	2	6	1	2
バークリウム	97	28	2	6	10	14	2	6	10	9	2	6	—	2
カリホルニウム	98	28	2	6	10	14	2	6	10	10	2	6	—	2
アインス タイニウム	99	28	2	6	10	14	2	6	10	11	2	6	—	2
フェルミウム	100	28	2	6	10	14	2	6	10	12	2	6	—	2
メンデレビウム	101	28	2	6	10	14	2	6	10	13	2	6	—	2
ノーベリウム	102	28	2	6	10	14	2	6	10	14	2	6	—	2
ローレンシウム	103	28	2	6	10	14	2	6	10	14	2	6	1	2

重要核種の比放射能

核種名称	崩壊形式	物質半減期	比放射能(Ci/g)	比放射能(Bq/g)
³ H	β	12.262年	9.78 × 10 ³	3.60 × 10 ¹⁴
¹⁴ C	β	5568年	4.61	1.71 × 10 ¹¹
⁹⁰ Sr	β	27.7年	1.44 × 10 ²	5.33 × 10 ¹²
¹³¹ I	β	8.08日	1.24 × 10 ⁵	4.59 × 10 ¹⁵
¹³⁷ Cs	β	26.6年	9.85 × 10	3.64 × 10 ¹²
²²⁶ Ra	α	1622年	9.76 × 10 ⁻¹	3.61 × 10 ¹⁰

重要核種の比放射能

核種名称	崩壊形式	物質半減期	比放射能(Ci/g)	比放射能(Bq/g)
^{232}Th	α	1.4×10^{10} 年	1.11×10^{-7}	4.11×10^3
^{235}U	α	7.1×10^8 年	2.15×10^{-6}	7.94×10^4
^{238}U	α	4.5×10^9 年	3.34×10^{-7}	1.23×10^4
^{238}Pu	α	8.7×10^4 年	1.65×10	6.11×10^{11}
^{239}Pu	α	2.4×10^4 年	6.15×10^{-2}	2.28×10^9
^{241}Am	α	4.3×10^4 年	3.25	1.24×10^{11}

農業、民生機器に装備されている超ウラン元素

装備機器	使用目的	核種名	存在形態	含有放射能量	推定個数
燃料電池	宇宙船用	^{238}Pu	酸化物	最大28万キюри	
鉍金厚み計	工業計測	^{238}Pu	酸化物	400ミリアキюри	
心臓ペースメーカー	医療用	^{238}Pu	酸化物	2600ミリアキюри	欧州及び米国
放射線厚み計	工業用	^{241}Am	酸化物	数から数十ミリアキюри	
煙探知機	民生用	^{241}Am	電着	1-10マイクロキюри	年間60万個
中性子水分計	工業用	^{252}Cf	酸化物	30-100マイクロキюри	
^{252}Cf 線源	民生用	^{252}Cf	白銀化合物	1.34ミリアキюри	臨床試験

2 原子力開発と プルトニウムの利用の経緯

2-1 1950年代から1960年代の記録より

- 1) 原子力委員会
- 2) 原子力開発利用長期計画
- 3) 原子燃料公社と日本原子力研究所
原子燃料公社
(昭和32年8月10日設立: 1957~1967)
日本原子力研究所
(昭和31年6月設立: 1956~)
原子燃料公社のあゆみ

2-2 プルトニウム燃料開発

- 1) プルトニウム燃料開発10年の記録
- 2) 動燃10年史
- 3) 動燃20年史
- 4) 動燃30年史

3 もんじゅ燃料開発について ～今後へ向けて～

3-1 「もんじゅ」の設計経緯と燃料

1968年(昭和43年)予備設計

1969年(昭和44年)高速原型炉1次設計

1970年(昭和45年)「もんじゅ」1次設計

1971年(昭和46年)「もんじゅ」2次設計

1972年(昭和47年)「もんじゅ」3次設計

1973年(昭和48年)「もんじゅ」調整設計(I)

1974年(昭和49年)「もんじゅ」調整設計(II)

1975年(昭和50年)「もんじゅ」調整設計(III)

1976年(昭和51年)「もんじゅ」調整設計(IV)

1977年(昭和52年)「もんじゅ」調整設計(V)

1978年(昭和53年)「もんじゅ」製作準備設計

へ移行

1979年(昭和54年)環境調査 地元説明会

1980年(昭和55年):

福井県自然環境保護審査会(3月24日)

「もんじゅ」建設と環境について知事へ報告

11月6日:原子力安全委員会「高速増殖炉
の安全性評価の考え方」決定高
速炉の安全審査指針(設置許可)
が並行的に整備された。

12月10日:「もんじゅ」原子炉設置許可申請

1981年(昭和56年)

3月19日:福井県議会「もんじゅ」建設合意

5月7日:福井県知事 建設に合意

5月14日:「もんじゅ」建設・閣議了承

1982年(昭和57年)

7月9日:プルトニウム燃料第三開発室建設
工事着工

1984年(昭和59年)9月30日:竣工

1983年(昭和58年)5月27日:

内閣総理大臣「もんじゅ」の原子炉設置許可

●申請への条件整備 設計工事認可段階の
技術基準が整備された。

<高温構造設計指針の整備>

・旧科学技術庁 技術基準内規

・旧通商産業省 告示501特認申請

プルトニウム燃料の関連法令・基準・指針類

●旧科学技術庁 燃料の技術基準(内規)ふげん
燃料版を参考にFBR・MOX版を作成、提案し内
規とした。

●旧通産省 省令63号 燃料体の技術基準
FBR燃料版・Pu、ステンレス鋼、集合体部材
等を新たに加えて審議承認を得る。省庁間回
議をへて成立し、官報に 載せられ、FBR燃
料体の設計認可申請条件が整備された。

「もんじゅ」燃料体の設計および工事の
認可申請書(旧科学技術庁)作成

「もんじゅ」燃料体設計認可申請書
(旧通産省)作成

燃料設計・燃料解析の基盤条件

○(取り合い条件)

燃料は炉心の交換品であり設計要求が、プラント運転状態の燃料熱過渡事象までの設計範囲で、運転状態Ⅲの燃料熱過渡を経験した場合でも、取り出し交換できることを担保することを設計範囲とする。

○(燃料設計条件)

設計基準 物性値 その他・設計手法 設計コード
燃料挙動解析コード
(ペレット組織変化ガス放出率熱伝導度、
ペレット・被覆管化学的相互作用・PCCL、
ペレット・被覆管機械的相互作用・POMI、
被覆管スエリング式 等)

○(燃料集合体材料強度基準)

高温強度データベース, ナトリウム影響
効果, 照射影響効果, その他熱疲労等の扱い

○(照射試験データベース) 定常照射試験(炉
の運転上のプラント事象は経験している。)
過渡条件照射, 燃料溶融照(Power to Melt),
燃料破損照射(Run To Cladding Breach)

動力炉技法 No 24 1977 11

「もんじゅ」調整設計(IV)の概要

動力炉技法 No 27 1978 8

「もんじゅ」製作準備設計(I)の概要

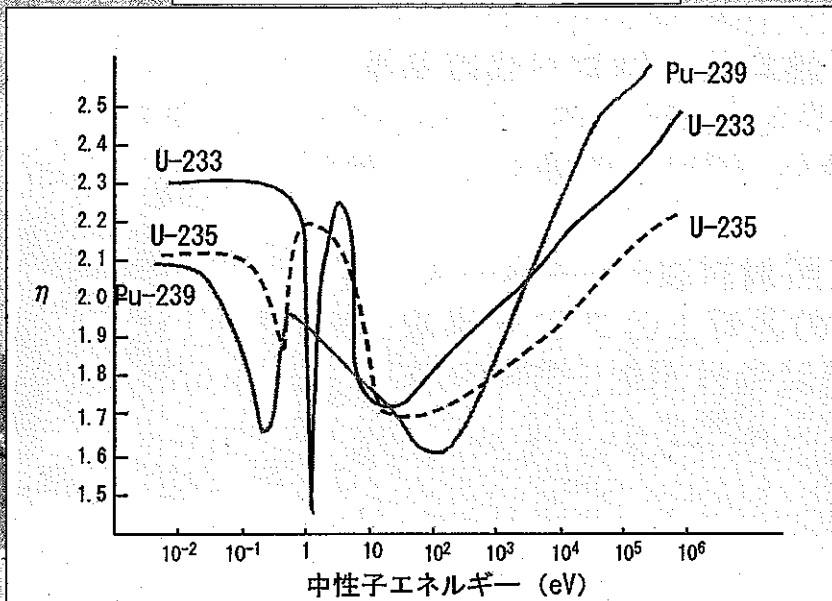
動燃技法 No 51 1984 9

「もんじゅ」特集

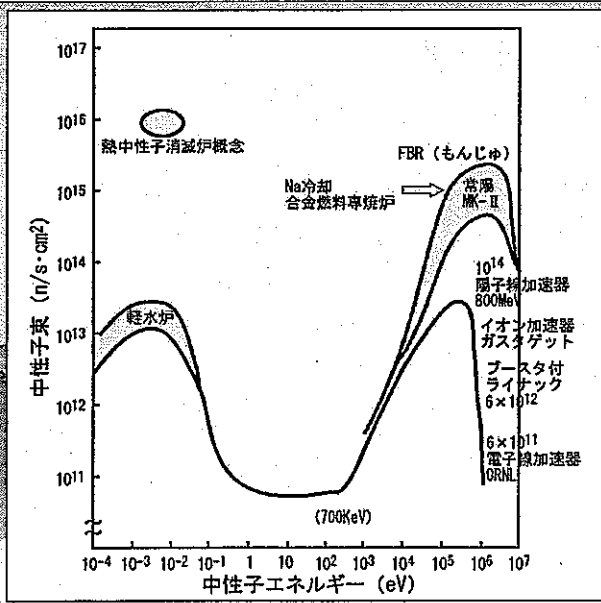
基礎高速炉工学 監修 堀 雅夫

1993 10 30 動燃事業団
海外技術情報の重要性
国際協力による先進情報

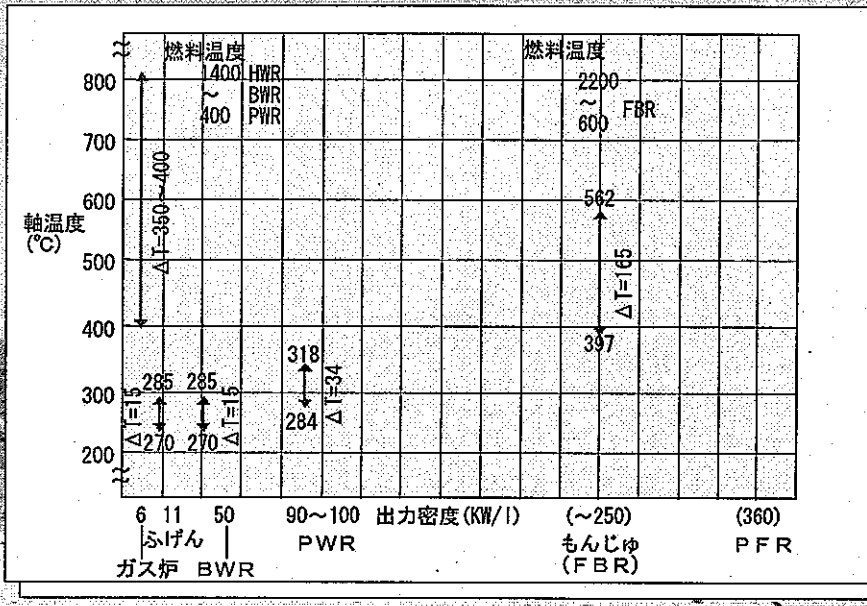
η のエネルギーによる変化



原子炉型と中性子照射条件の関係



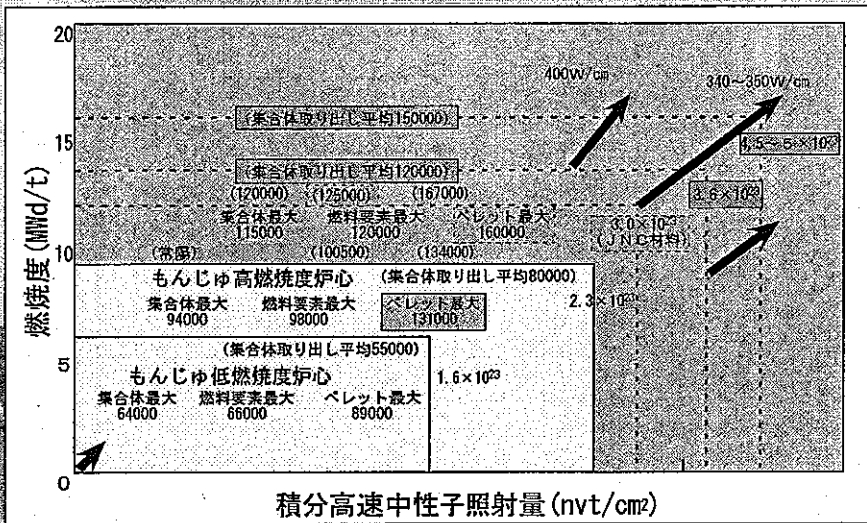
原子炉型と出力密度・温度条件について



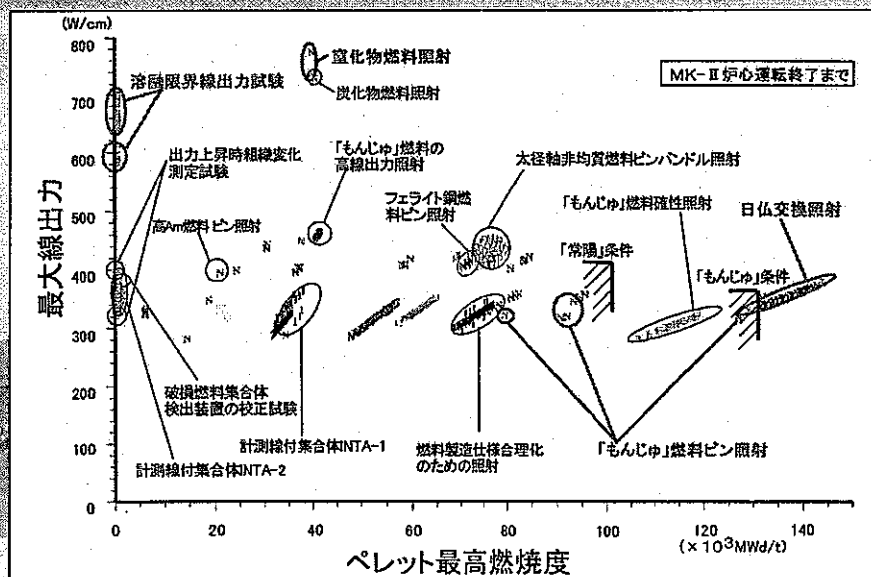
高速炉固有の特性

	軽水炉	高速炉	(FBR/LWR)	
高速中性子 (0.1MeV以上) ($n/cm^2 \cdot s$)	10の13乗以下	4×10 の15乗	100>	損傷導入の大きさを示す指標
熱中性子 ($n/cm^2 \cdot s$)	10の13乗	10の13乗以下	1<	
材料の損傷導入率 (dpa/s)	10の-9乗以下	10の-7から-6乗の範囲	100>	
炉心の出力密度 (kW/l)	40~50(BWR) 90~100(PWR)	250(FBR)	2.5~6	損傷の回復力の大きさ
被覆管の温度 (°C)	300 0.25Tm	400~650 0.4~0.8Tm	2.5	
燃料ペレット温度 (°C)	400~1400 0.2~0.5Tm	600~2200 0.3~0.8Tm	1.5~1.8	
まとめ	発電効率を追求した 成果が軽水炉発展	高速中性子の特性 を生かした役割へ	高速炉の役割が求め られる時代へ	

燃料の燃焼度と積分中性子照射量



「常陽」照射実績 (燃料)



3-2 燃料開発経緯

1) プルトニウム燃料開発の計画

- 昭和36年2月(1961年)原子力委員会・原子力開発利用長期計画の基本方針のなかに「プルトニウム燃料の開発は核燃料サイクルの基礎ともなるべき問題であるので(1960年以降の)後期10年の前半において熱中性子炉への実用化を、後半において高速中性子炉への実用化を目標として原子燃料公社および日本原子力研究所との共同プロジェクトとして強かに推進すること」が明示された。

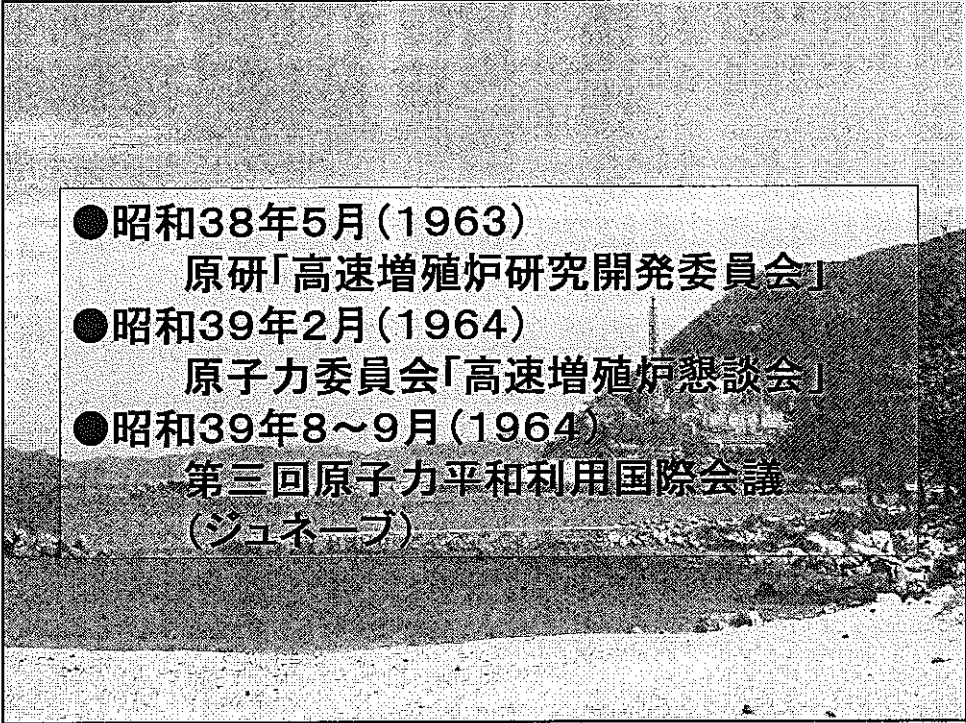
- 原子燃料公社

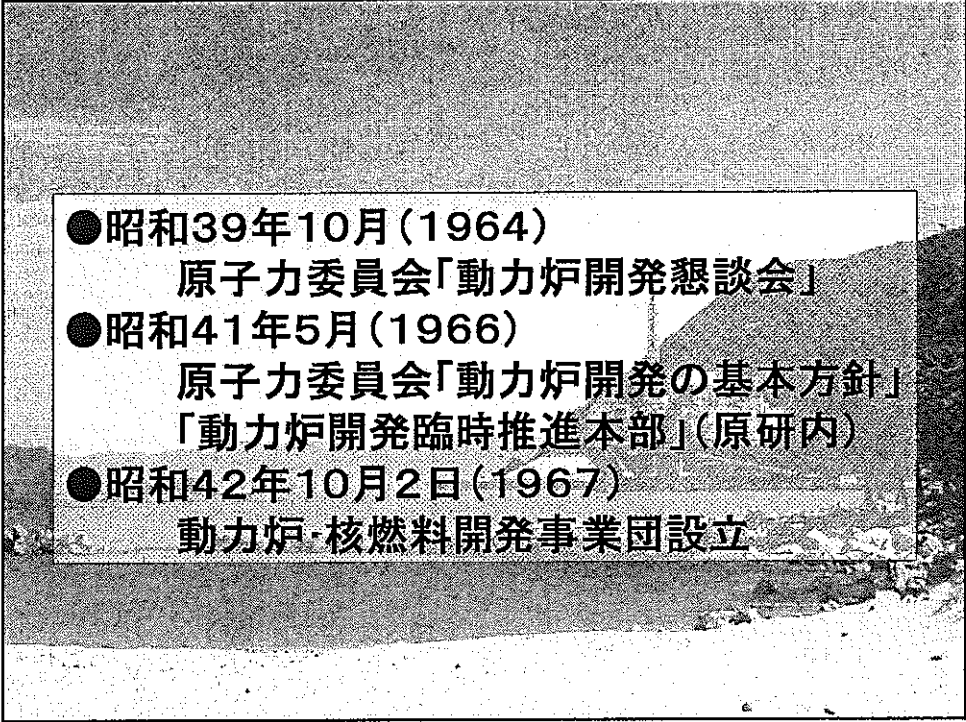
(昭和32年8月10日設立～昭和42年)

1957～1967公社法には再処理を行うと明記されているがPu燃料の記載は無い。

- 昭和37年6月14日(1962)

原子力委員会説明資料「プルトニウム燃料研究開発計画の大要」のなかに原子力研究所が基礎研究を原子燃料公社が燃料製造研究を推進する必要性がある。と記載されている。

- 
- 昭和38年5月(1963)
原研「高速増殖炉研究開発委員会」
 - 昭和39年2月(1964)
原子力委員会「高速増殖炉懇談会」
 - 昭和39年8~9月(1964)
第三回原子力平和利用国際会議
(ジュネーブ)

- 
- 昭和39年10月(1964)
原子力委員会「動力炉開発懇談会」
 - 昭和41年5月(1966)
原子力委員会「動力炉開発の基本方針」
「動力炉開発臨時推進本部」(原研内)
 - 昭和42年10月2日(1967)
動力炉・核燃料開発事業団設立

2) 公社時代のプルトニウム 燃料開発計画の概要

再処理技術の開発, 研究用資材の確保, Pu燃料
加工技術, 燃料の試作, Pu系燃料の基礎的工学
試験, 燃料評価試験, 原子炉燃料の設計

* プルトニウム燃料研究室の建設, 燃料試料製
作, 照射試験, 燃料評価試験, プルトニウム燃料
系の未臨界試験等を想定

- 昭和36年度(1961) 研究企画期
- 昭和37年度(1962) 施設建設準備
- 昭和38年度(1963) 施設建設工事期
- 昭和39年度(1964) 施設完成・研究開始
- 昭和40年度(1965) 研究実施期
- 昭和41年度
~45年度(1966~1970) 燃料評価期

3) プルトニウム燃料開発施設の 建設スケジュール

公社・東海精錬所内「プルトニウム燃料開発室」
を昭和37年9月設置

原設計：米国 NUMEC社(三菱原子力工業 関連
会社協力)三菱商事が技術導入先との連
絡・調整

- 昭和37年9月(1962)
概念設計完了6月には設計書入手
- 昭和38年2月(1963)
詳細設計契約 12月詳細設計終了
- 昭和39年5月(1964)
建屋建設着工
- 昭和40年2月(1965)
建設完了
5月 付属機械室着工

●昭和40年9月23日

シーボルク博士 IAEA東京総会から東海・
プルトニウム第一開発室の施設を視察

11月 内装機器完了

●昭和40年11月26日(1965)

落成式挙行(原子力委員長代理出席)

(米国人 Project Manager Mr.H.Garber, Mr.A.
L.Maharam, Mr.R.M.Horgos, Dr.C.S.Galdwell
のご指導とご協力が存在している。)

一括契約方式(Turnkey Operation System)
による施設建設

- 安全作業基準, 施設安全評価, 緊急事態
発生時の措置と対策, 防護組織関連情報
(Hazard and Feasibility Reportを入手)
施設使用許可申請書及び保安規定類の整備

- 米国ハンフォードからの各種情報
 - ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を対象とした設備
 - 燃料製造工程は機会混合，共沈法が採用できる
 - Sol-Gel(ゾル・ゲル)法によるUO₂・PuO₂粒製造施設設置
 - Sol-Gel・VIPAC法による振動充填
 - 空気雰囲気・魚骨状トンネル式グローブボックス(5段階負圧)
(金属燃料や炭化物燃料は扱わない。)
 - 各種警報系の設計と管理
- 昭和41年1月12日(1966)酸化プルトニウム240gを米国より。

4)昭和40年代(1965)の プルトニウム燃料キャンペーン

41~42(1966~1967)

エンリコ・フェルミ炉・APDA計画

42~43(1967~1968)

軽水炉プルトニウム燃料開発・ハルデン
炉照射計画

43~44(1968~1969)

ゾル・ゲル振動充填燃料・ハルデン炉照
射計画

43～44(1968～1969)

ATR2領域臨界実験用・低濃縮プルト
ニウム燃料製造

43～44(1968～1969)

米国サクストン炉照射計画への参加

44～46(1969～1971)

フランス・ラプソディ炉照射計画

45～46(1970～1971)

高速実験炉「常陽」初装荷炉心燃料の
設計評価

45～46(1970～1971)

原研TCA臨界実験用Pu燃料の製造・
炉物理実験開始

42～50(1967～1975)

米国GETR炉照射計画への参加

43～47(1968～1972)

プルトニウム燃料第二開発室の施設
設計・建設・運転

43～47(1968～1972)

英国ドンレイ炉FBR用プルトニウム燃
料製造・照射

5) プルトニウム燃料第二開発室の 建設と運転

原子燃料公社時代のパイロットプラント的性格をもつ第二開発室構想を第一開発室の運転実績を検討しながら、42年の動燃事業団への移行に際しても引き継がれた。

昭和43年度予算が認可され、2月理事会で「増設計画」として承認され、3月「臨時プルトニウム施設建設班」が設置された。

43年3月(1968)

建設班発足

43年6月(1968)

概念設計終了

44年1月(1969)

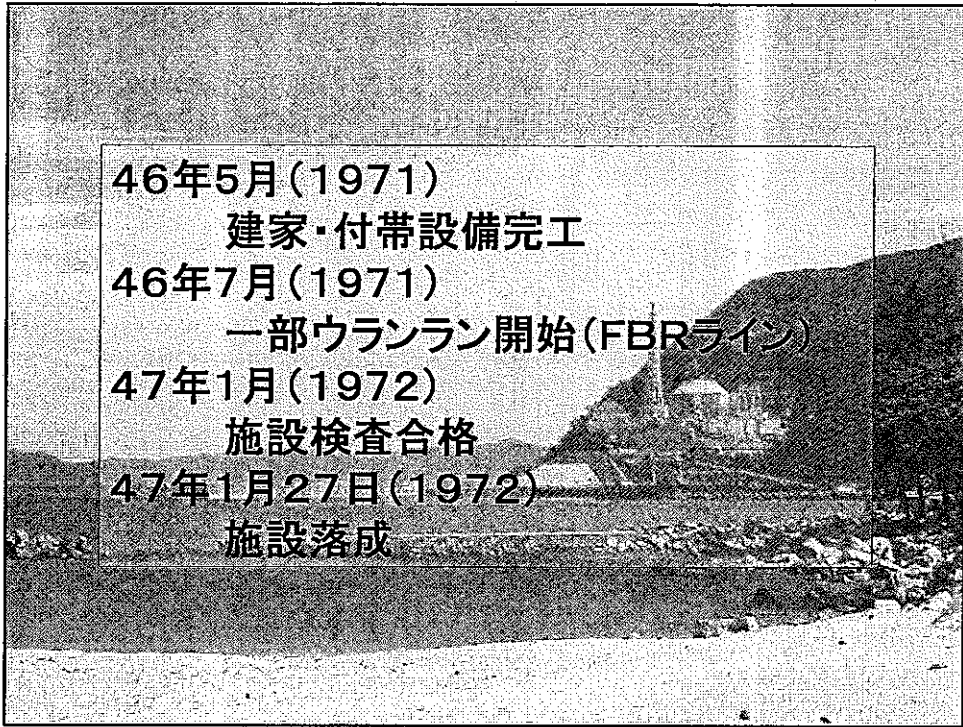
安全審査開始

44年5月(1969)

FBRライン建家着工

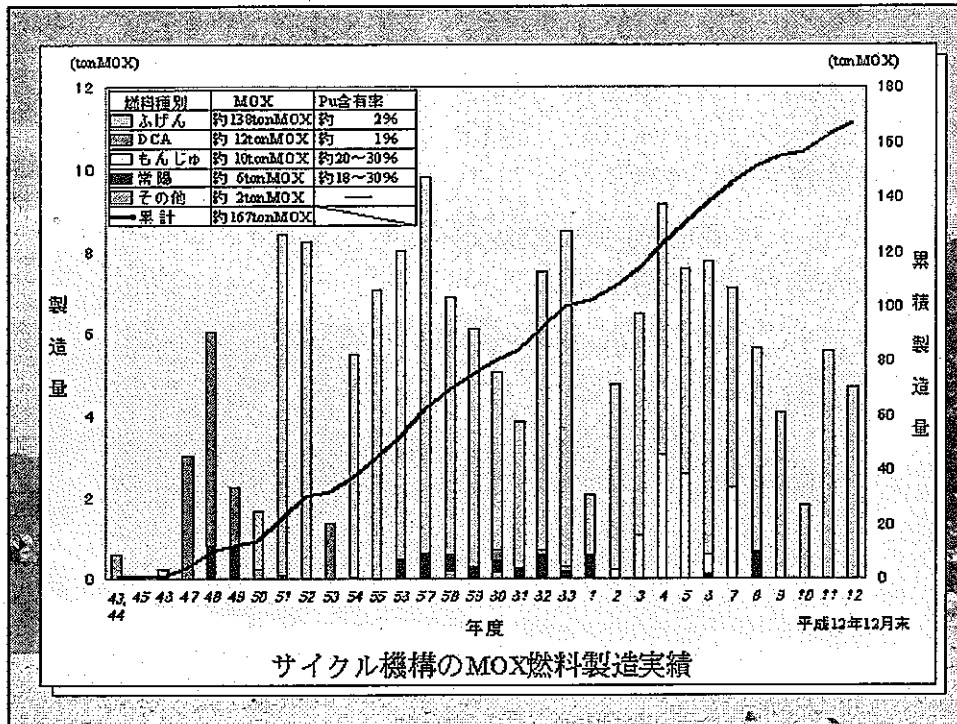
45年10月(1970)

ATRライン建家着工、並行して内装機器
搬入・据付



46年5月(1971)
 建家・付帯設備完工
 46年7月(1971)
 一部ウランラン開始(FBRライン)
 47年1月(1972)
 施設検査合格
 47年1月27日(1972)
 施設落成

	原子燃料公社		原子力委員会		サイクル機構		プルトニウム燃料センター における今後の役割など
	1960年代	1970年代	1980年代	1990年代	平成元年～	平成22年～	
プルトニウム燃料 第一開発室 (昭和41年1月 運用)	手作業		一部自動運転装置				燃料毒性抑制などのための 基礎的研究開発 ・燃料試験用燃料の製造 ・新型燃料などの研究開発 ・MOX燃料の基礎開発など
プルトニウム燃料 第二開発室 (昭和47年1月 運用)	燃料製造 ・Pu製造技術の開発 ・毒性研究 ・燃料設計技術開発 ・MOX燃料製造技術の開発 ・燃料試験用MOX燃料 (Sasum, GE TR, DF-R, Rapax-2)		MOX燃料製造技術の開発 ・毒性研究 ・燃料設計技術開発 ・燃料試験用MOX燃料 (Hidden, Puサーマル 高濃度燃料)		自動化 ・DCA ・ふげん燃料製造 ・ふげん燃料製造 ・常備MK-II燃料製造		遠隔操作技術開発 ・ふげん燃料の製造 (～平成14年まで) ・遠隔操作などの遠隔操作技術 の開発など
プルトニウム燃料 第三開発室 FBRライン (昭和53年4月 運用)					自動化、遠隔化ライン ・常備MK-II燃料製造 ・もんじゅ燃料製造 ・燃料製造 ・もんじゅ ・燃料製造 ・燃料製造		FBR用燃料製造技術の 開発・実証 ・常備MK-II燃料の製造 ・もんじゅ燃料の製造 ・大量燃料製造技術の開発・ 実証 ・中子レット製造技術の 開発・実証



6) プルトニウム燃料第三開発室の建設と運転

6-1 建設の経緯

- ※設計着手は昭和48年(1973), 49年(1974) 概念設計, 52年(1977)総合的な施設概念設計開始
- ※第一開発室と第二開発室の蓄積技術の調査・評価
- ※海外プルトニウム燃料製造施設の調査
- ※自動化の調査

※53年(1978)FBR施設とATR施設を統合決定
※56年4月(1981)核燃料仕様施設許可申請
11月許可
※61年(1986)で工事・機器据付を完了、62年
全ての建設工事完了
※63年(1988)より「常陽」MK-II5次取替燃料の
製造開始
※平成元年(1989)10月より「もんじゅ」初装荷
燃料製造開始

6-2 第三開発室の特徴

FBR原型炉「もんじゅ」、ATR実証炉などの
プルトニウム燃料を供給を目的、同時に技術
的・経済的に将来のプルトニウム燃料製造商
用プラントにつなげることを目的としている。

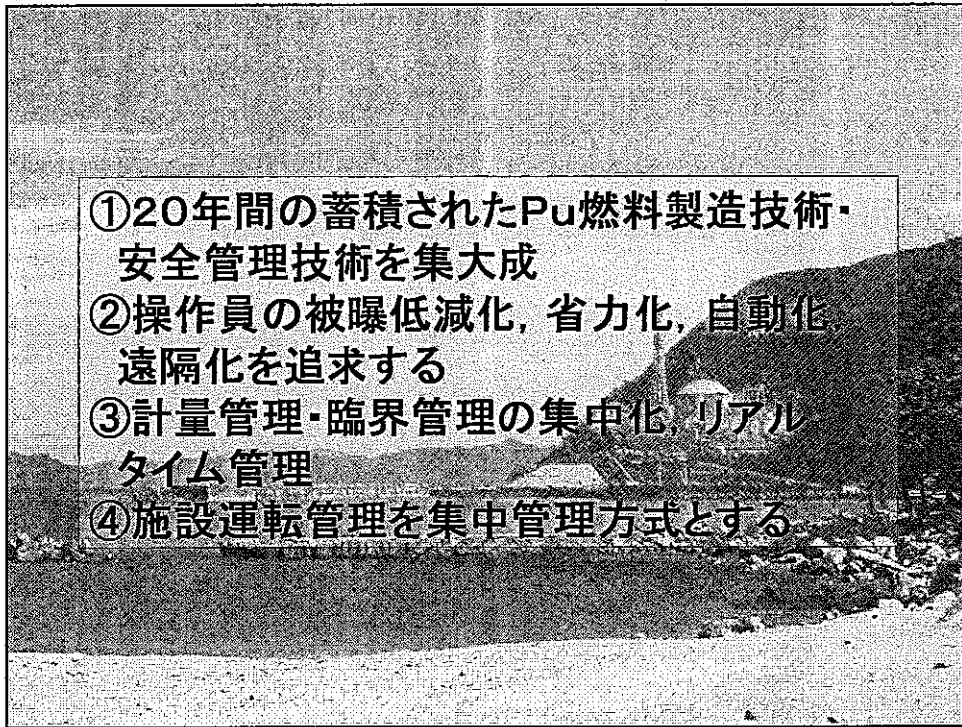
建設面積14000m²

延べ床面積42000m²(第II:8977m²)




(第I:4462m²)

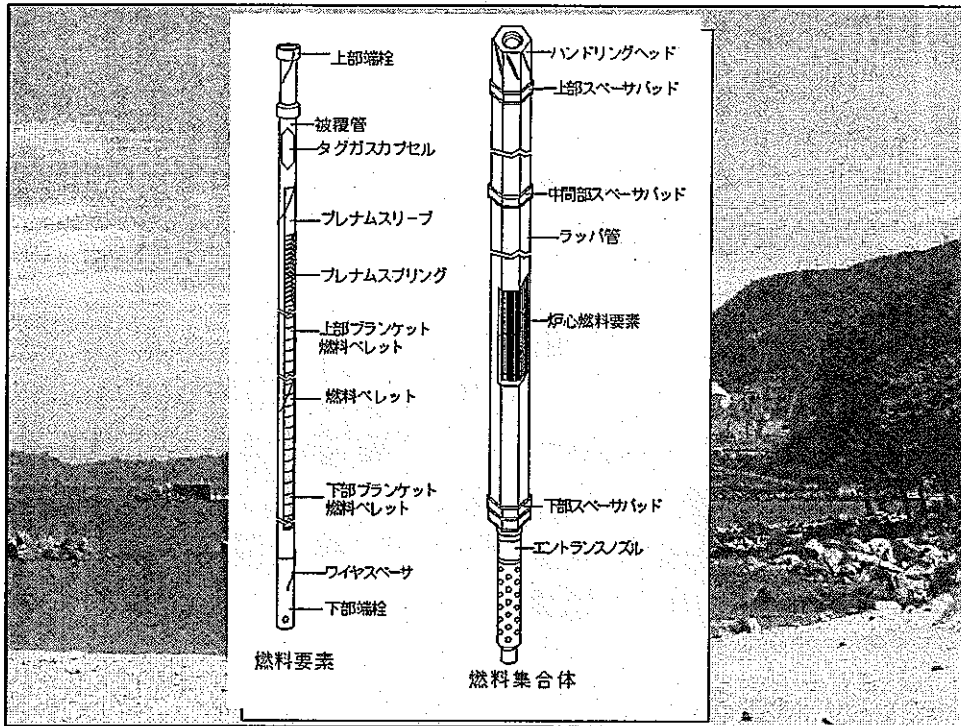
FBRライン:5t MOX/年

ATRライン:40t MOX/年



- ①20年間の蓄積されたPu燃料製造技術・安全管理技術を集大成
- ②操作員の被曝低減化, 省力化, 自動化, 遠隔化を追求する
- ③計量管理・臨界管理の集中化, リアルタイム管理
- ④施設運転管理を集中管理方式とする

		FBR		ATR
		もんじゅ	常陽MK-III	ふげん
		インテグラルラッピングワイヤ方式	インテグラルラッピングワイヤ方式	三層同心円状のクラスタ形
燃料ベレット	寸法	約5.4mmφ ×約9mmH 	約4.6mmφ ×約9mmH 	約14.4mmφ ×約18mmH 
	密度	約85%TD	約94%TD	約95%TD
	Pu富化度	内側:約20wt% 外側:約30wt%	内側:約16wt% 外側:約21wt%	(Pu+U) 内・中間層:約2.3wt% 外層:約1.8wt%
	U235濃縮度	約0.7wt%以下	約1.8wt%	
燃料要素	外径	約6.5mm	約5.5mm	約16.5mm
	全長	約2,813mm	約1,533mm	約4,125mm
	炉心燃料長さ	約830mm	約500mm	約3,700mm
	ブランケット燃料長さ	上部:約300mm 下部:約350mm	—	—
集合体	全長	約4,200mm	約2,970mm	約4,388mm
	要素数/集合体	169本/体	127本/体	28本/体 (内層:4本 中間層:8本 外層:16本)



6-3 「もんじゅ」燃料の仕様

高速増殖炉燃料, 高燃焼度燃料,
3大項目(技術課題)

- ①低密度ペレット: Low Density
- ②低O/M燃料: Low O/M
- ③ガス含有量少: Low Gas(3L)

昭和40年当時(1965)原子力学会に高速炉燃料
関連委員会が置かれて、国内の専門家による高
速炉燃料検討が推進された。

集合体取出平均燃焼度80000~100000MWd/t

④ 個体核分裂生成物のペレットスエリングを
吸収・緩和

ペレット初期密度: 80~85%TD

固体スエリング速度(率):

0.3~0.7%/1万MWd

⑤ 高燃焼度ペレットが高温で被覆管内に安定
腐食雰囲気を極力抑制

⑥ ペレット温度高温・高燃焼度・核分裂性ガス
ペレット放出大・低ガス

6-4 「もんじゅ」燃料ペレット

原子力開発が始動時1950年(昭和25)頃、炉形
はどの炉形が卓越するか見極めがつかなかった。
燃料形態・燃料製造方法も炉形に依存しながら
金属燃料、ゾル・ゲル・パイパック燃料、熔融塩
燃料、ペレット燃料、炭化物燃料、窒化物燃料
等が候補として存在。

軽水炉の炉形が過去に蓄積された水・蒸気の技術情報、ボイラー設計製作技術、軍用原子力推進(潜水艦)実績等に支援されて次第に卓越してきた。1960年代、加圧水型軽水炉、沸騰水型軽水炉が完成度を上げてシステムとしての信頼度が卓越した。

米国でも発電炉開発が進み、この流れに従って酸化物燃料が高度に完成されてきて世界を凌駕した。

この流れから世界の多くの高速炉も「常陽」、「もんじゅ」も酸化物燃料が選択されている。

先行の高速炉に従いペレット方式が既に決定しており、もんじゅ燃料の仕様と課題は「低密度・低O/M・低含有ガス」燃料を合理的なコストで安定した品質の燃料を計画的に製造することが最重要となっていた。

もんじゅ燃料:約26トン 酸化物重量(U Pu:23トン)
:約7トン (Pu・U)O₂
:約6トン (Pu U)

6-5 「もんじゅ」燃料の 炉心材料開発

- 1) 燃料体材料の要求機能、高温強度、耐腐食性、耐放射線特性等（設計燃焼度まで健全性を維持）
- 2) プラントの過渡状態を経験しても、燃料体炉心から取り出し可能（プラント再利用ができるために）

- 3) 燃料体は取替え品・消耗品 合理的でコスト安定供給
（最近では再処理や環境負荷低減の観点から合理性の追求が重要）

以上の設計要求に応じて原子炉開発と同時並行的に高速炉の炉心材料開発が始められた。大学・研究所・原子力開発機関・鉄鋼メーカーと国際的な協力を仰いで来ている。

当初よりSUS316が選定され、

- ① 薄肉で加工精度が高い製品の製作技術と検査技術開発。
- ② 高温強度の向上, 腐食性改良を追求した。
- ③ 1960年代DFRでスエリング顕在化し、スエリング抑制を追求した開発。
- ④ 照射損傷に起因する脆性劣化の少ない材料開発が志向されている。

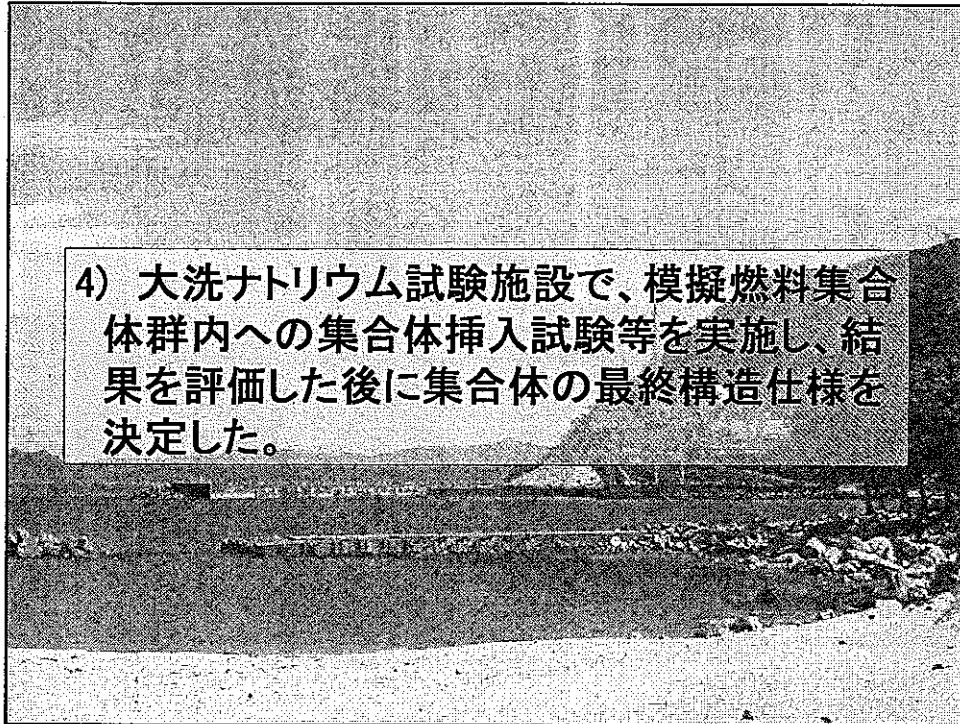
- ① 圧延, 引き抜き加工, 焼鈍条件の詳細管理
- ② 化学的組成の最適化(Ni, Cr, B, P, C)
- ③ 冷間加工度, 真空溶解, アーク放電溶解, 管理(Ni, Cr, Ti, Nb)
- ④ 結晶構造の選択(FCC, BCC)
- ⑤ (n, α)反応, (n, p)反応の少ない元素選び

大きな進展があり、高性能被覆管が国内メーカーで製作されている。

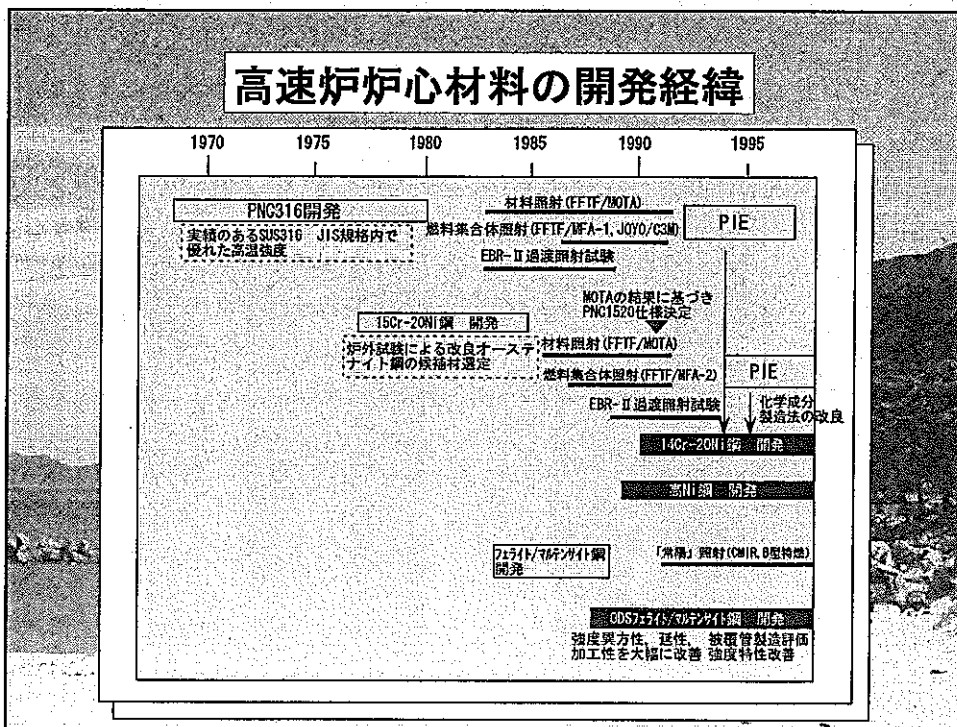
6-6「もんじゅ」集合体の開発

- 1) 集合体部材の製作技術開発・ラッパ管、ハンドリング、エントランスノズル等
- 2) ラッパ管加工を一体型引き抜き方式（パット部加工を含む）。パット部を硬質クロムメッキからクロムカーバイト溶射方式。燃料ピン組み立て方式を自動組み立て方式。破損燃料装荷位置確認のタグガスカプセル封入（DOEの協力）。ハンドリングヘッド・滑り降り面加工はNC旋盤加工方式に選定。

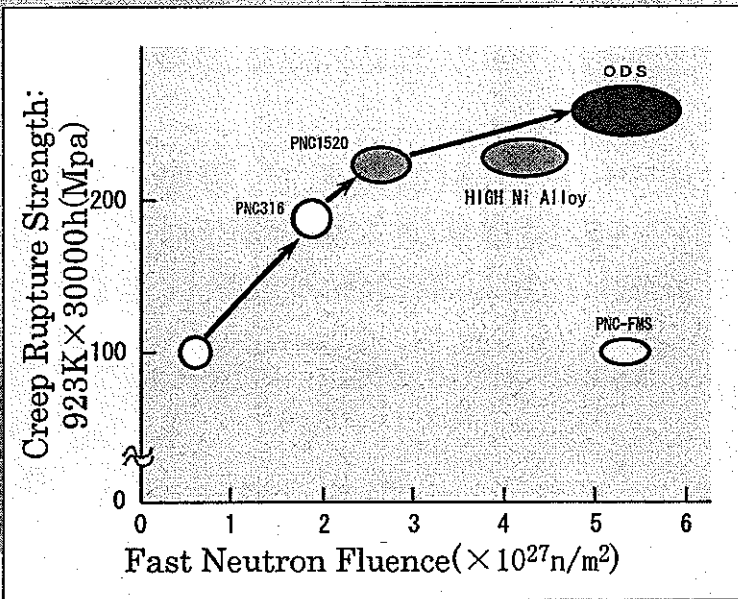
- 3) 集合体試作の開始と集合体流動試験の実施
昭和47年(1972)2次設計から集合体試作が、ブランケットを含めて開始され、10年間に約20体製作されて、水流動試験、600°C・3000時間のナトリウム流動試験、解体調査を重ねて圧力損失等を把握し燃料バンドル安定性と高度化をさせていった。
ワイヤー方式等についてもバンドルの締まり度合い等の実験データを次の設計に工学的に反映させて行った（メーカーはM.H.T.G.JNCセルフオリエンテーションは仏の特許をさけた方式）。



4) 大洗ナトリウム試験施設で、模擬燃料集合体群内への集合体挿入試験等を実施し、結果を評価した後に集合体の最終構造仕様を決定した。



高速炉用炉心材料の開発目標と候補材



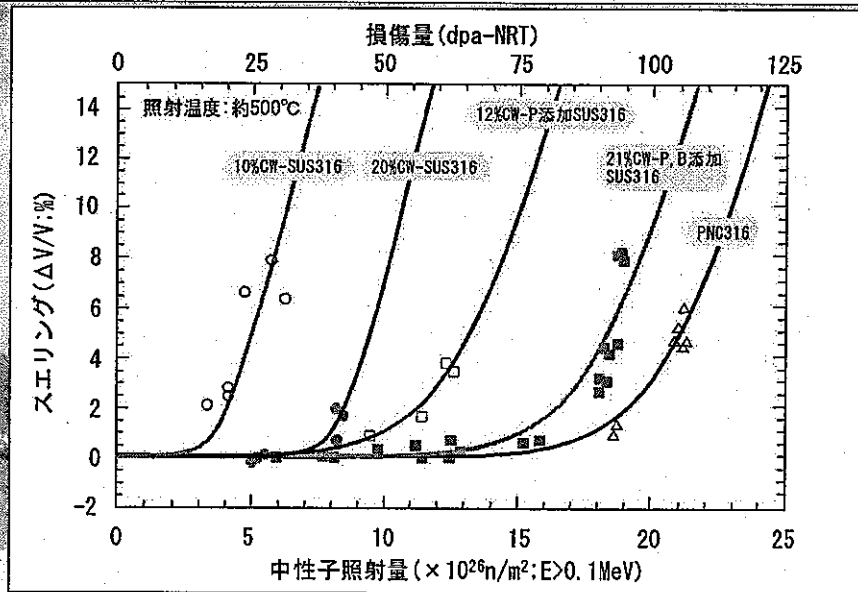
各国の高速炉炉心材料の化学成分

Material	C	Cr	Ni	Mo	V	Nb	Si	Mn	Ti	Al	B(ppm)	N
Austenitic Steels												
316	0.05	17	13	2	-	-	0.6	1.8	-	-	20	0.02
M316	0.06	17	13.5	2.4	-	-	0.6	1.75	0.005	-	-	-
FV548	0.09	16.5	11.5	1.4	-	0.7	0.3	1	-	-	-	-
HL548	0.015	16.6	11.5	1.3	-	0.21	0.39	0.92	0.01	-	-	0.01
1.4981	0.06	16.5	16.5	1.8	-	0.7	0.5	1.3	0.06	-	-	-
316Ti	0.06	17	13	2.3	-	-	0.65	1.7	0.36	-	-	-
1.4970/12R72HV/15.15Ti	0.1	15	15	1.2	-	-	0.4	1.3	0.5	-	30	-
D9	0.05	14	15	1.5	-	-	0.9	1.7	0.23	-	-	-
EN588(Type 321)	0.15	18.5	8.5	-	-	1.05	0.2	2.4 × %C	-	-	-	-
Nickel Alloys												
Nimonic PE16	0.08	16.5	43.5	3.3	-	-	0.2	0.1	1.3	1.3	1.3	-
In708	0.2	16	40	0.02	0.02	-	0.04	0.4	1.1	0.02	-	-
12m72iv	0.1	19	25	1.4	-	-	0.4	1.8	0.5	-	65	-
RGTX2	0.1	10	25	1.4	-	-	0.4	1.9	0.5	0.7	80	0.007

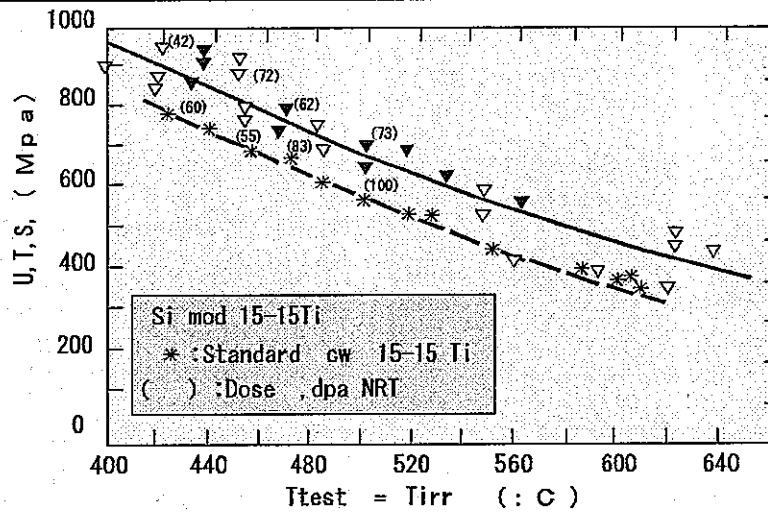
各国の高速炉炉心材料の化学成分

Material	C	Cr	Ni	Mo	V	Nb	Si	Mn	Ti	Al	B(ppm)	N
Ferritic/austenitic Steels												
F1	0.13	12.3	0.4	0.2	0.06	-	0.29	0.6	0.5	-	-	-
FV448	0.12	10.5	0.65	0.65	0.17	0.3	0.55	0.95	-	-	-	-
FV607	0.15	11	0.6	0.8	-	-	0.3	0.8	0.25	-	-	-
I4914	<0.22	11.5	<1.0	0.65	-	0.1	<0.60	1.25	-	-	-	1000-600
F17	0.1	17	0.2	-	<0.03	-	0.3	0.8	-	-	-	-
EM10	0.1	9	-	1	-	-	0.3	0.5	-	0.016	-	-
EM12	0.1	9	0.3	2	0.3	0.4	0.4	1	-	-	-	-
HT9	0.2	12	0.6	1	0.3	-	0.4	0.6	-	-	-	W:0.5
Oxide Dispersion Ferritic												
MA957	0.015	14.4	-	0.3	-	-	-	-	1	-	-	Y2O3 0.05
DT2906	-	13	-	1.5	-	0.2 bound	Ti: 0.6	-	2.9	-	-	-
DT2203Y005	-	13	-	1.5	-	0.2 bound	Ti: 0.3	-	2.2	-	-	0.5

PNC316におけるスエリングの改善(燃料ピン照射)



Tensile properties of irradiated CW 15-15Ti fuel pin cladding



6-7 「もんじゅ」低密度燃料の 製造について

1) 「もんじゅ」低密度・高燃焼度燃料の製造

試験と照射試験は、昭和45年から始まり、

①DFR332/6(3本,52000MWd/t)

②DFR332/7(3本,85000MWd/t)

③Rapsodie PNC-2(4本,106000MWd/t)

④Rapsodie PNC-4(4本,128000MWd/t)

⑤Rapsodie PNC-5(90000MWd/t)

と実績を上げて製造・加工・照射とほぼ当初
 専門家が懸念した3つの課題は克服している
 と考えていた。(常陽・FFTF照射は後で説明)

2) 第三開発室で「もんじゅ」燃料初装荷キャンペーンに入ってみると

①自動化設備の連続稼働が不調・調整と改良を実施。

②焼結ペレット内に残留窒素が多い・焼結ガスを水素：窒素ガスから水素：アルゴンガスに変更。

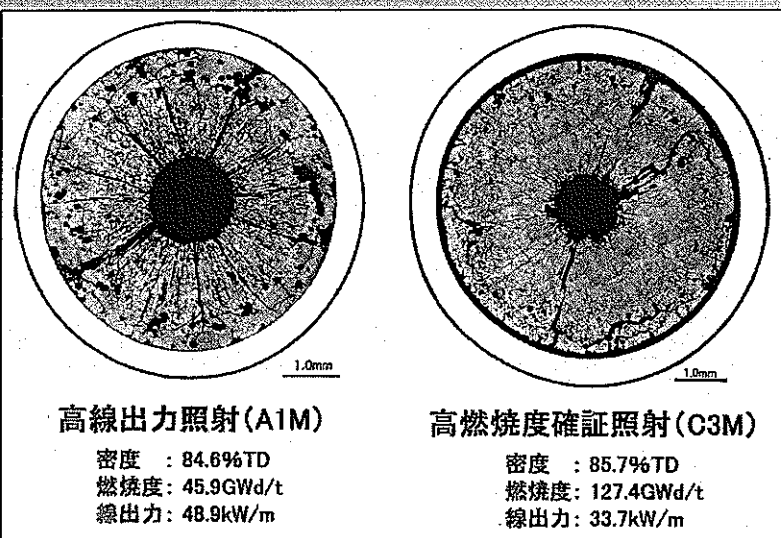
③プルトニウム元素の崩壊発熱で粉末等の温度が上昇し、密度降下剤が変質し、焼結密度が大きくバラツキ・工程管理不可のため、密度降下剤をワックス系から耐熱性のセルロース系に変更。

④造粒粉内に密度降下剤を閉じこめるためにロール式からスラグプレス式に変更。

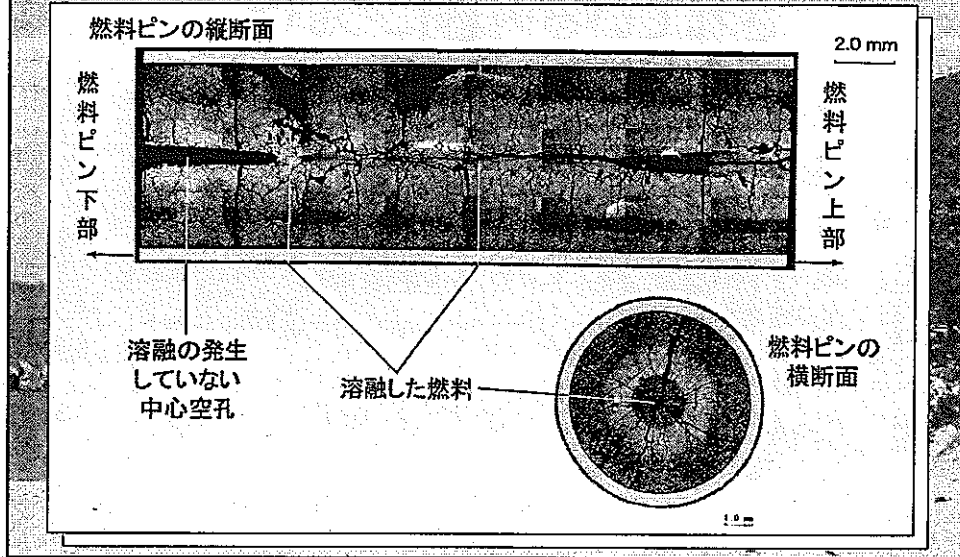
⑤結果的には粉末飛散量が多い、Puの崩壊と分析精度の向上も含めて工程内滞留課題へ設備面、技術的解析面、国際的説明等の対応が残された。

- 3) 第一開発室での試料ペレット製造規模は約1kg ロットレベル(基本的には手作業・実験室の試験試料レベルの施設規模である)
- 第二開発室での燃料ペレット製造規模は15kg ロットレベル(機器毎の機械化・自動化を実現、「常陽・ふげん」で実績確認した)
- 第三開発室での燃料ペレット製造規模は40kg ロットレベル(規模拡大とプロセスの品質管理・Puの知識と経験の重要性再認識)

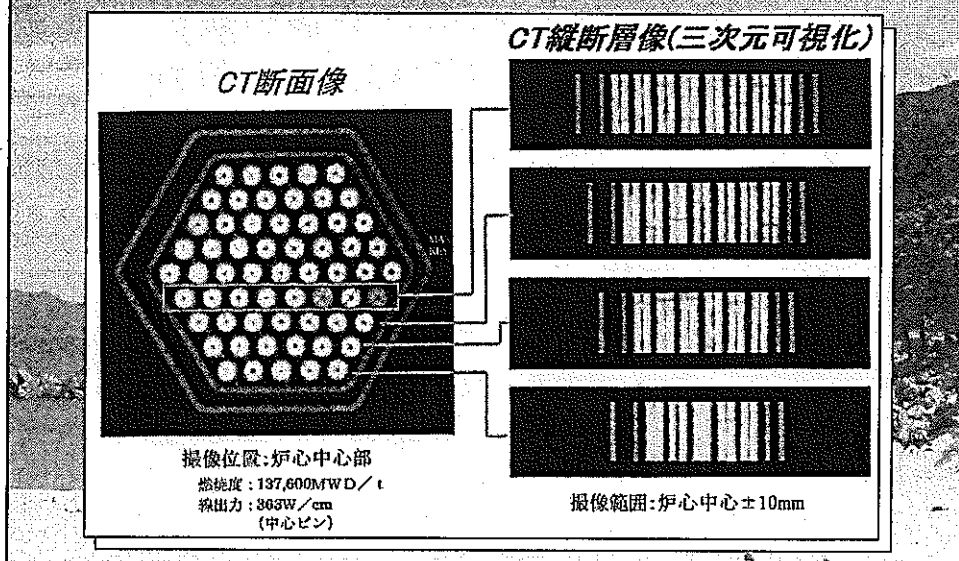
もんじゅ燃料の照射実験



「常陽」燃料溶融限界線出力試験 照射後の燃料の金相組織



X-CT試験による燃料集合体 内部観察(PFC040)



6-8 燃料設計で検討・解析 されている内容について

- ① 集合体の冷却材圧力損失の検討
- ② 集合体の燃料バンドル内の周辺流れの解析
- ③ 集合体の燃料バンドルの流路変形の解析
- ④ 被覆管とスペーサーワイヤーの相互作用の解析
- ⑤ 燃料集合体の構造強度の解析

- ⑥ 燃料要素の被覆管クリープ変形の解析
- ⑦ 燃料要素の被覆管ひずみの大きさ解析
- ⑧ 燃料要素バンドルの相互作用検討
- ⑨ 燃料ペレットの線出力の解析
- ⑩ 燃料ペレット温度解析とペレット・被覆管の熱伝達率の解析
- ⑪ ペレット・被覆管機械的相互作用の検討
- ⑫ ペレット内のプルトニウムスポットの解析

4 まとめ

- 1) 「もんじゅ」は国の原子力開発計画の大きな新段階を切り開いた。
- 2) 「もんじゅ」燃料の開発は、国内外の高速炉燃料技術の総合的な技術的知見が集約。
(再処理、Pu技術、被覆管材料、燃料集合体開発、燃料設計技術、燃料照射試験経験、燃料照射試験経験、産業界の献身的支えが基盤を構築)
- 3) 「もんじゅ」燃料製造キャンペーンはPu大量取り扱い技術実証発電用高速炉燃料供給技術の実現に大きな実績を残した。
- 4) 今後、高速中性子の可能性をプラント技術規模で実現する。先進的な核燃料サイクル技術の実証の場にも、FS(実用化戦略調査研究)の実証的開発研究にも「もんじゅ」は大きく貢献できる施設。

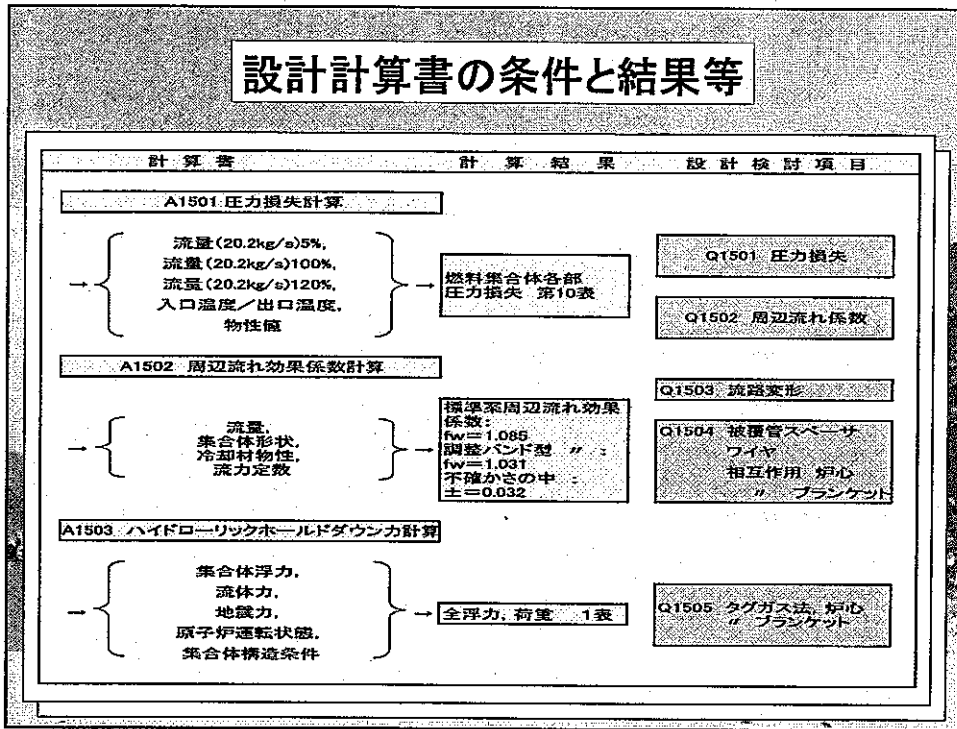
設計書の条件、基準等の出典

基本設計条件基準	設計条件項目	詳細設計条件項目	出典
1. 炉内核熱条件	(1) 線出力密度	①最大出力密度 ②軸方向出力分布 ③管縦高出力分布 ④最大線出力密度の燃焼密度	調IV-23-15、2-3-12表 各流量ゾーンで集合体、ピーク出力が最大となる集合体出力分布。 炉心熱設計用工学的不確定係数調IV2-3-15表平衡炉心縦方向出力分布、最大出力密度に同じ項
	(2) 中性子束	①最大中性子束 ②軸方向中性子束分布 ③半径方向中性子分布	初期6.7×10 調IV 1.4.7節 平衡6.5×10 平均3.5×10 調IV 燃料設計 2-1-3図 調IV 燃料設計 2-1-3図
	(3) 流量分配	流量配分	調IV (炉心設計2-4-4表) 炉内計画流量配分
	(4) 温度分布	①燃料要素軸方向温度分布 ②被覆管壁温度差 ③被覆管温度の燃料変化 ④ラッパ管軸方向温度分布	調IV (2-1-3表) 2-1-4表 第 1-2-2図に示す値
	(5) 冷却材圧力	炉心燃料集合体 ブランケット燃料集合体	
	(6) 工学的不確定係数		調IV第2.3.18-第2.4.20表

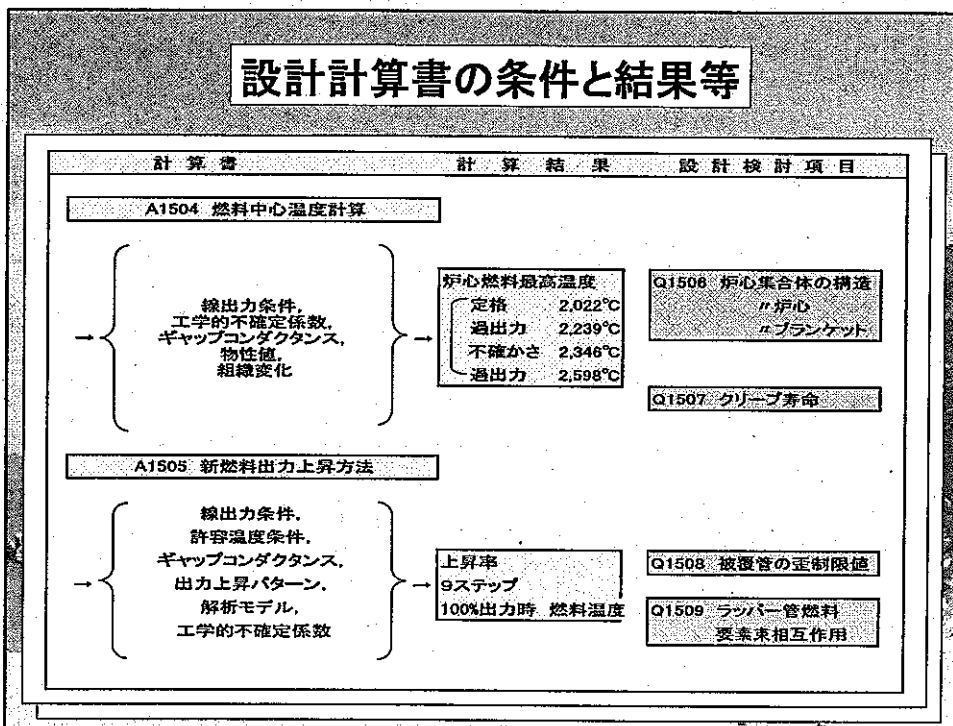
設計書の条件、基準等の出典

基本設計条件基準	設計条件項目	詳細設計条件項目	出典
2. 炉内熱過度条件	(1) 燃料要素用熱過度条件	疲労 クリープ損傷 熱衝撃	構造解析用熱温度条件書
	(2) 燃料集合体用熱過度条件	炉の運転モデル	
	(3) 設計への反映方法		
3. 炉内外荷重変形条件	(1) 外部拘束力	燃料集合体の上げる外荷重条件(炉運転、交換、S/Aヘッド部)	調IV
	(2) 地震時荷重		
	(3) ラッパ管変位量		
4. 燃料設備内条件	(1) 燃料設備内熱的 条件		調IV 燃料設計 第2-6-1図
	(2) 燃料設備内機械的荷重	外筒仕様 ハンドリングヘッド	
5. 取合条件	(1) 外形仕様	セルフオリエンテーション機構 エントランスノズル	第2-7-2図
	(2) 運転設計上の要求		
	(3) 炉心熱設計冷却設計との取合		
6. 輸送時条件	機械的外荷重条件		
7. 物性値			

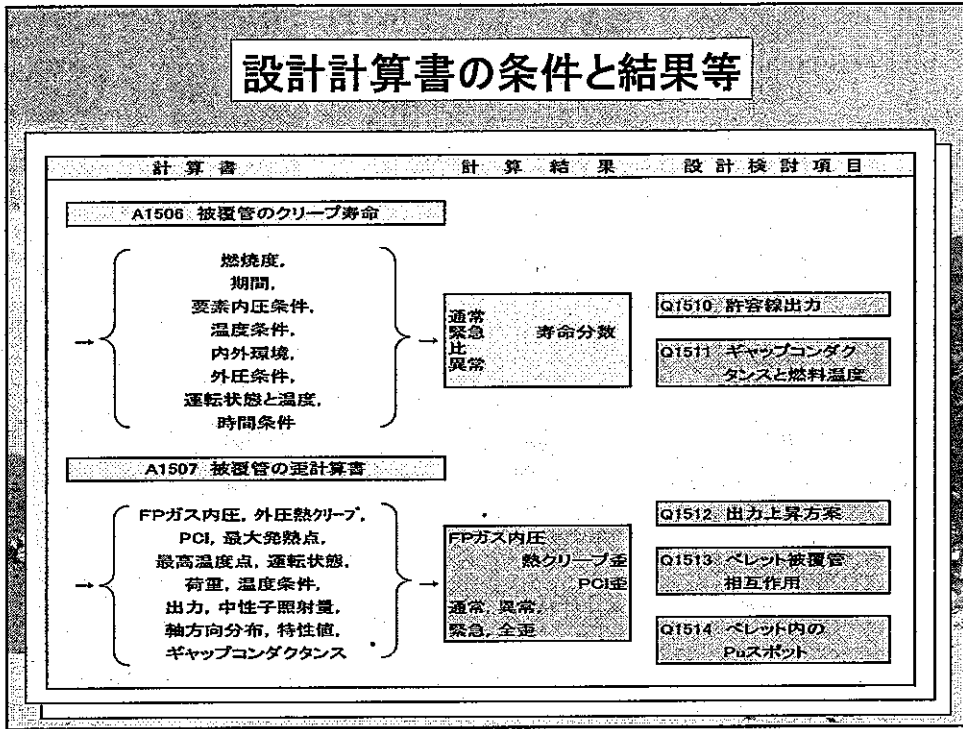
設計計算書の条件と結果等



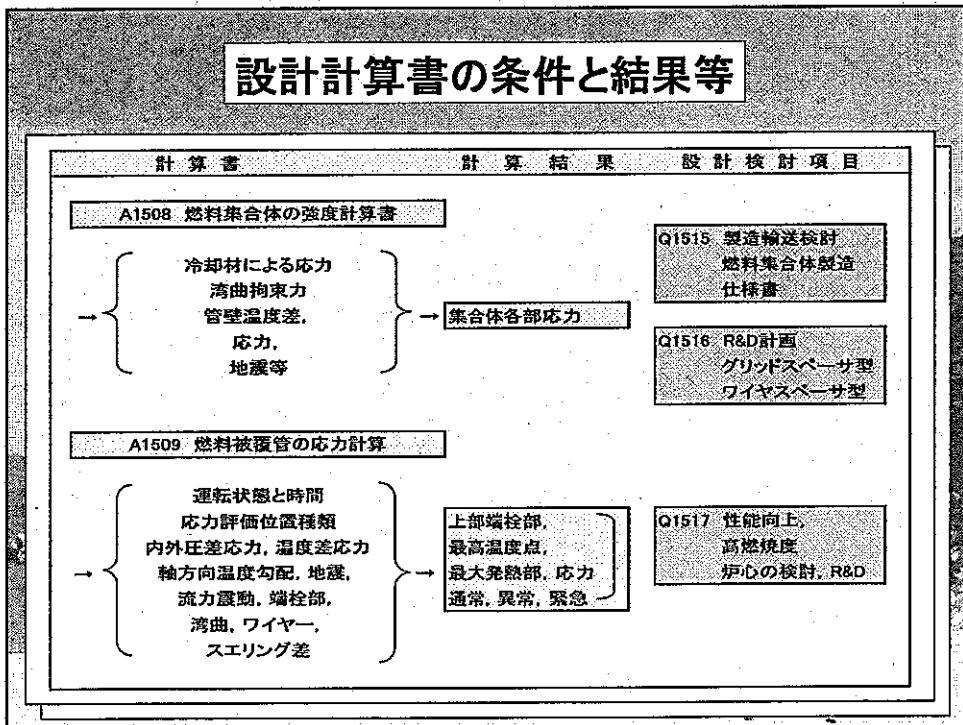
設計計算書の条件と結果等



設計計算書の条件と結果等



設計計算書の条件と結果等



「もんじゅ」製作準備(1) 燃料集合体設計検討書整理表

番号	項目	内 容					今後への課題(コメント)
		1. まえがき	2. 検討結果	3. 検討条件	4. 検討評価	5. 必要なR&D	
Q1510	炉管熱出力検討書	炉管熱出力の照射試験 照射試験データから評価 Rappoldie, DFR	NEC-P-39より指定 545±10W/cm 過出力「もんじゅ」 449.9W/cm	熱伝導係、熱伝導率、相変化熱伝導率、照射データ	燃焼初期寸法、燃焼進行	過出力実験の実施	
Q1511	燃料温度とギャップ熱伝達率検討書	計算モデル、照射実験結果と比較	燃焼初期: 2,346°C α (液): 2,598°C 相変遷モデルの妥当性	過出力条件、工学的、不確定係数、使用物性値	計算方法と結果	①温度計算の信頼性の検証 ②計算モデルの信頼性の検証 ③燃料温度を検査	信頼性の向上
	IIギャップ熱伝達率	国産燃料の照射データ、海外データの評価	「もんじゅ」公称ギャップ熱における熱伝達率	照射データによる評価、相変化、熱伝達率	国産燃料照射試験データ、海外照射試験データ、熱伝達率を再評価 (過出力、製造時ギャップβU)		
Q1512	出力上昇方案検討書	新燃料高燃度設計許容度を定めない出力上昇速度	設計で要求される熱出力、最初許容される熱出力相変遷形成の時期	熱出力、炉管温度、燃料管内部温度、ギャップ、コンダクタンス、出力上昇パターン、解析モデル	燃料相変遷の形成、工学的、不確定係数、解析モデルの妥当性	計算評価の信頼性向上	
Q1513	FCI検討書	照射データ、FCI評定定常状態、出力上昇時過熱変化時の評価	ギャップ内のスエリノブ、ピン熱膨張、照射クリップ、熱クリップ、熱膨張、照射クリップ、熱クリップ、リローケーション、熱膨張係数、公差寸法、マカス、熱出力、相変			高燃度運転方法、燃料相変遷との関連、出力密度の関連	

「もんじゅ」製作準備(1) 燃料集合体設計検討書整理表

番号	項目	内 容					今後への課題(コメント)
		1. まえがき	2. 検討結果	3. 検討条件	4. 検討評価	5. 必要なR&D	
Q1514	ベレット内プルスポット検討書	製造上の問題なし、熱的影響	非均質効果、トップラ、中性子エネルギー、プルスポットによる温度上昇	プルスポット、開数、熱解析3次元解析			
Q1515 (I) (II)	製造輸送検討書	製造上の検討は、周速6Gの加速度	ベレットについては、カケ、ワレ不明				
Q1516 (I) (II)	R&D計画検討書	グリッド燃料集合体 (試作、流動試験、機械的強度、確信照射試験) ワイヤースベーター燃料集合体、設計手法の研究、設計データ、試作 (集合体、被覆管、ラッパ、巻、タタガスカプセル) 炉外評価試験 (ギャップコンダクタンス、圧縮、ミキシング効果) 照射挙動					燃料の問題、材料の問題、製作公差の問題
Q1517 (I) (II)	燃料性能向上検討書 高燃度炉内高燃度炉内達成のためのR&D	被覆管クリップ荷重、歪、応力、疲労、WTと被覆管相互作用 高燃度炉の劣化予備化、100,000MW/t) 問題点、 ①材料、②寸法公差、③設計用データ 要求事項 ①クリープ強度、②応力疲労、③歪制限値、④pin/W/T相互作用、⑤pin wire、⑥PCI、⑦W/T湾曲					設計手法、炉外実験性、炉内実験性

土壤中Pu-239, 240濃度
(日本分析センターデータベース)

