

NSRR設工認申請 (I - T型大気圧水カプセルの製作) 概要説明資料

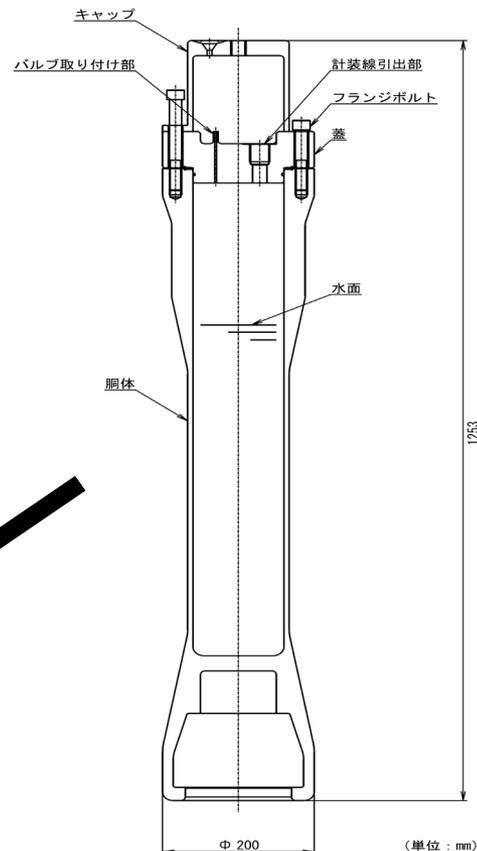
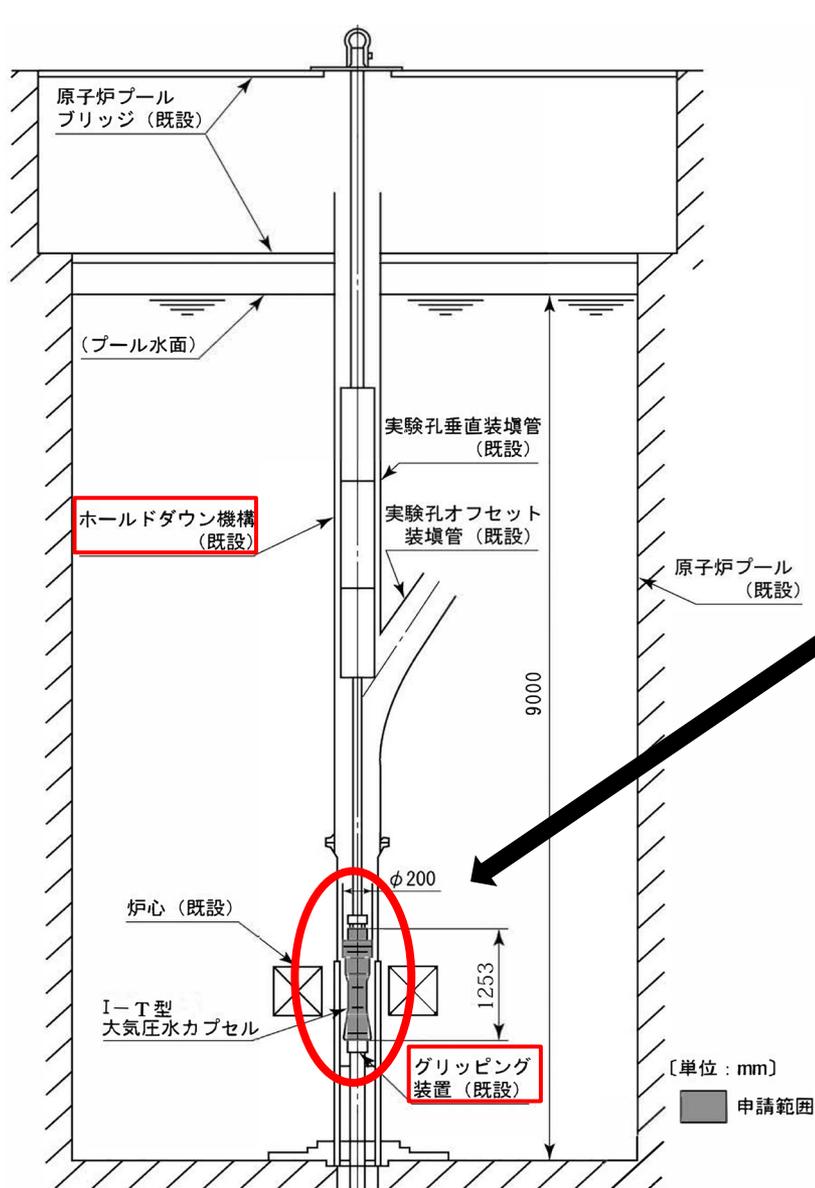
令和3年4月28日
日本原子力研究開発機構
NSRR管理課

本申請は、令和3年度に製作する I-T型大気圧水カプセルに係る申請である。

I-T型大気圧水カプセルは、濃縮度20%未満の未照射酸化ウラン燃料を照射実験するためのものである。その構造は、一重構造であり、容器が試験燃料の破損に伴い発生する圧力に耐え、かつ、密封性を有する設計としている。

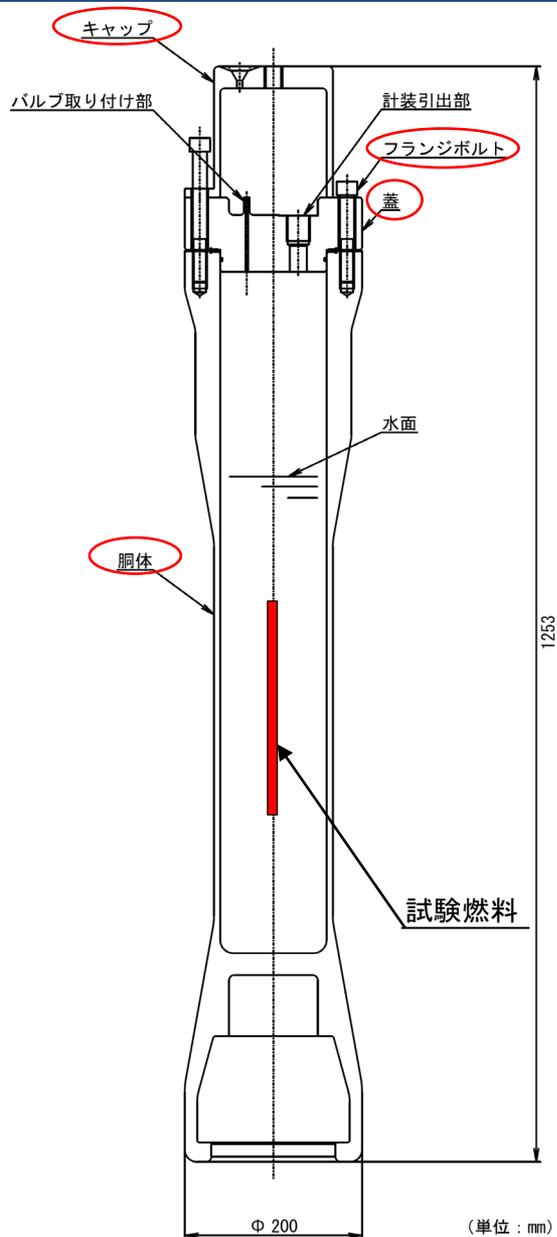
NSRRでは、これまで未照射酸化ウラン燃料を用いた実験をするために、I-S型大気圧水カプセル等を製作してきたが、溶接構造ではなく一体削り出し構造を採用するなど、設計を合理化した新たなカプセルとして I-T型大気圧水カプセルを製作する。

カプセルの種類	試験燃料の種類	主要材料	製作数量	備考
I-N型	未照射酸化ウラン燃料	ステンレス	86	一重カプセル (未照射実験燃料)
I-S型	未照射酸化ウラン燃料	ステンレス	60	
I-N-V型	未照射酸化ウラン燃料	ステンレス	1	
III型	未照射酸化ウラン燃料	アルミニウム	17	
IV型	未照射酸化ウラン燃料	ステンレス	5	
V型	未照射酸化ウラン燃料	ステンレス	6	
VI型	未照射酸化ウラン燃料	ステンレス	1	
VII型	未照射アルミナイド燃料又は 未照射シリサイド燃料	ステンレス	8	
VIII型	未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料	ステンレス	6	二重カプセル (照射実験燃料)
X-I型	照射済酸化ウラン燃料 (JMTR予備照射NSRR用試験燃料)	ステンレス	内部カプセル14 外部容器 3	
X-II型	照射済酸化ウラン燃料 (商業炉燃料)	ステンレス	内部カプセル14 外部容器 3	
X-III型	照射済酸化ウラン燃料 (JMTR予備照射NSRR用試験燃料)	ステンレス	内部カプセル12 外部容器 4	
X-IV型	照射済酸化ウラン燃料 (商業炉燃料)	ステンレス	内部カプセル50 外部容器 16	
X-V型	照射済酸化ウラン燃料 (JMTR予備照射NSRR用試験燃料))	ステンレス	内部カプセル15 外部容器 5	
XI-I型	照射済プルトニウム-ウラン 混合酸化物燃料 (PuO ₂ 重量割合5%以下)	ステンレス	内部カプセル10 外部容器 2	
XI-II型	プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料 (PuO ₂ 重量割合12.8%以下)	ステンレス	内部カプセル 6 外部容器 2	
XII-I型	未照射済酸化ウラン燃料 (商業炉燃料) 照射及び照射済プルトニウム-ウラン混 合酸化物燃料 (PuO ₂ 重量割合12.8%以下)	ステンレス	内部カプセル 12 外部容器 4	



実験孔に装填された照射カプセルは、実験孔内下部のカプセル掴み装置(グリッピング装置)に着底して固定させるとともに、実験孔上部よりホールドダウン機構により抑え、照射カプセルが実験中に逸脱しないようにする。

実験孔設備



設計方法

本カプセルは、弾性解析と弾塑性解析の2つの評価方法で強度評価を行っている。
 フランジボルト、胴体メネジ、キャップ、計装線引出部、バルブ取り付け部及び耐圧試験については、弾性解析を実施する。
 胴体(メネジネジ山を除く。)及び蓋(貫通穴(計装線引出部、バルブ取り付け部)周辺を除く。)については、弾塑性解析を実施する。

弾性設計

弾性設計を行う場合には、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)」を準用し、クラス1容器(原子炉圧力容器)相当として設計する。

弾塑性設計

原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書に基づき弾塑性設計を行い、許容変形量として同申請書に基づく値を用いる。

名称	員数 (1体あたり)	材料
胴体	1	SUS304
蓋	1	SUS304
フランジボルト	9	SNB23-1
フランジボルト	3	SNB23-1
キャップ	1	SUS304

I - T型大気圧水カプセルの設計条件

項目		設計条件
機器		クラス1容器相当*1
試験燃料		未照射酸化ウラン燃料(濃縮度20%未満)
主要材料		ステンレス鋼
冷却材		軽水
最大実験条件	発熱量	健全燃料90g・UO ₂ に対して1591J/g・UO ₂ 浸水燃料90g・UO ₂ に対して963J/g・UO ₂
	有効破壊エネルギー	健全燃料: 344J (82.2cal) 浸水燃料: 312J (74.6cal)
	総発熱量	1.3×10 ⁶ J (3.1×10 ⁵ cal)
荷重条件	衝撃圧力による負荷荷重	12.7MPa
	水撃力による負荷荷重	23.4MPa(動的圧力) 46.8MPa(相当静圧)
	水撃力による軸力	5.29×10 ⁵ N
最高使用温度		100°C
耐震条件		Bクラス
固定方法	上端	ホールダウン機構
	下端	グリッピング装置

なお、本カプセルの使用回数は、200回以下とする。

*1 JSME S NC1-2012を準用し弾性設計を行う。ただし、胴体(メネジネジ山を除く。)及び蓋(貫通穴周辺を除く。)については、弾塑性設計を行い、許容変形量と次の値を用いる。

板厚平均歪 ≤ 2%又は限界変形量の1/10のいずれか小さい方

表面歪 ≤ 2%又は限界変形量の1/10のいずれか小さい方

局所歪 ≤ 5%又は限界変形量の1/4のいずれか小さい方

○概略寸法、材料及び準拠規格

名称		員数 (1体あたり)	概略寸法 (mm)	材料	準拠規格
I-T型大気 圧水カプセル	胴体	1	$\phi 200 \times 7t \times L1043$	SUS304	JIS G 4303
	蓋	1	$\phi 200 \times 65t$	SUS304	JIS G 4303
	フランジボルト	9	M16 \times L100	SNB23-1	JIS G 4108
	フランジボルト	3	M16 \times L150	SNB23-1	JIS G 4108
	キャップ	1	$\phi 200 \times H150$	SUS304	JIS G 4303

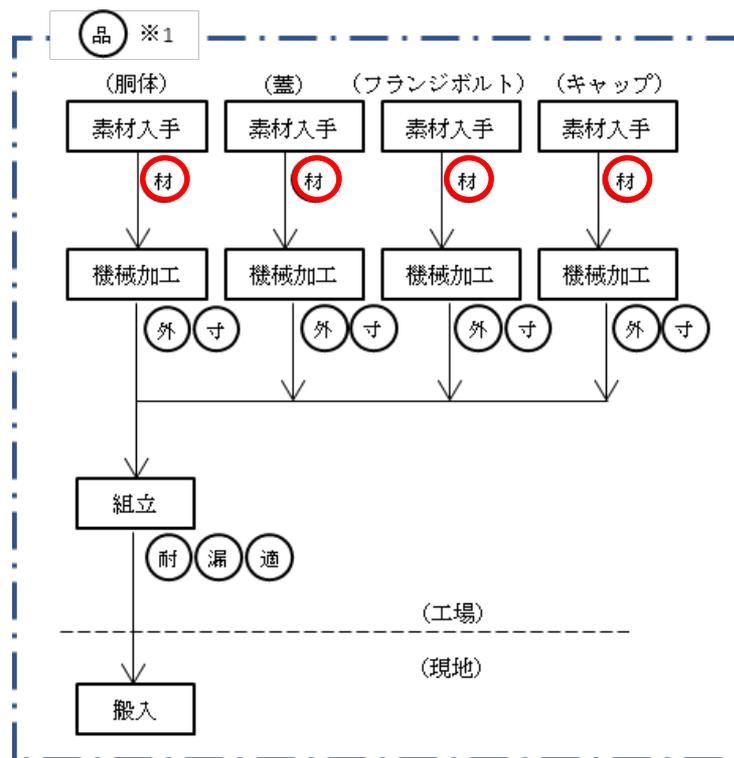
○製作数量

名称	製作数量 (体)
I-T型大気圧水カプセル	1

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査(構造等検査)

検査項目	検査方法	検査時期
①化学成分及び機械的性質の確認	材料検査成績証明書等により、胴体、蓋、フランジボルト及びキャップの材料が設計仕様を満足することを確認する。	素材入手後
②超音波探傷試験	胴体、蓋及びキャップの材料について、日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012) GTN2000(垂直法による超音波探傷試験)のGTN2200(試験方法)に基づき超音波探傷試験を実施し、同規格 PVB2421(垂直法による超音波探傷試験)(2)に定められた判定基準を満足することを確認する。	素材入手後
③浸透探傷試験	胴体、蓋、フランジボルト及びキャップの材料について、日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012) GTN7000(浸透探傷試験)のGTN7200(試験方法)に基づき浸透探傷試験を実施し、PVB2426(浸透探傷試験)に定められた判定基準を満足することを確認する。	素材入手後

材料検査



【凡例】

構造等検査

- (材) : 材料検査
- (外) : 外観検査
- (寸) : 寸法検査
- (漏) : ヘリウム漏えい試験
- (耐) : 耐圧試験

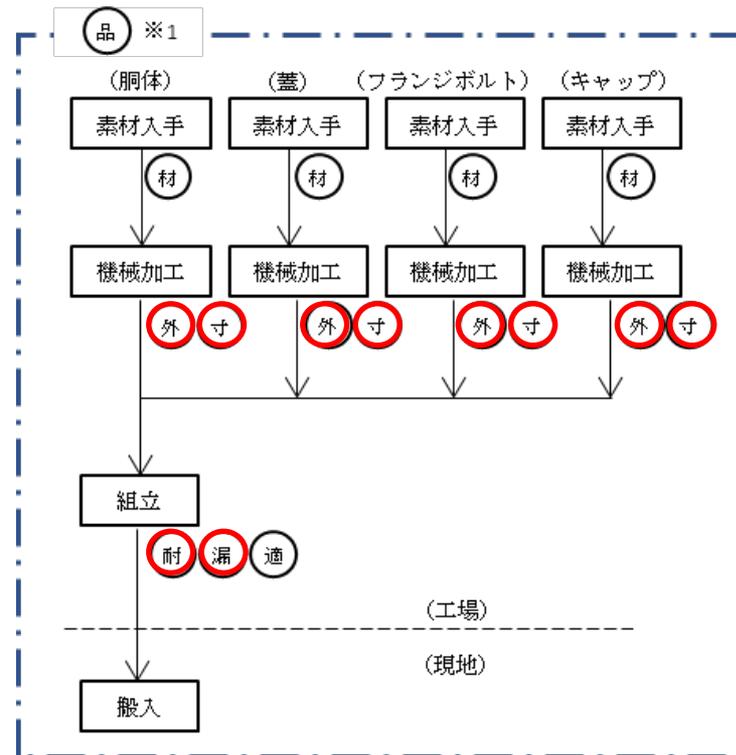
本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

- (適) : 適合性確認検査
- (品) : 品質マネジメントシステム検査

※1: 品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査(構造等検査)

検査項目	検査方法	検査時期
外観検査	胴体、蓋、フランジボルト及びキャップについて、目視により外観を確認し、機能上有害な傷、割れ及び変形がないことを確認する。	機械加工後
寸法検査	必要な寸法を直尺、巻尺、ノギス、超音波厚さ計、ネジゲージ等の器具を用いて実測し、許容値内であることを確認する。	機械加工後
ヘリウム漏えい試験	日本産業規格「ヘリウム漏れ試験方法(真空外覆法)」(JIS Z 2331)に基づきヘリウム漏えい試験を実施し、漏えい量が $1.0 \times 10^{-6} \text{ Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ 以下であることを確認する。	組立後
耐圧試験	設計条件に記載した衝撃圧力による負荷荷重の1.25倍を試験圧力として耐圧試験を行い、著しい変形がないことを確認する。	組立後



【凡例】

構造等検査

- 材 : 材料検査
- 外 : 外観検査
- 寸 : 寸法検査
- 漏 : ヘリウム漏えい試験
- 耐 : 耐圧試験

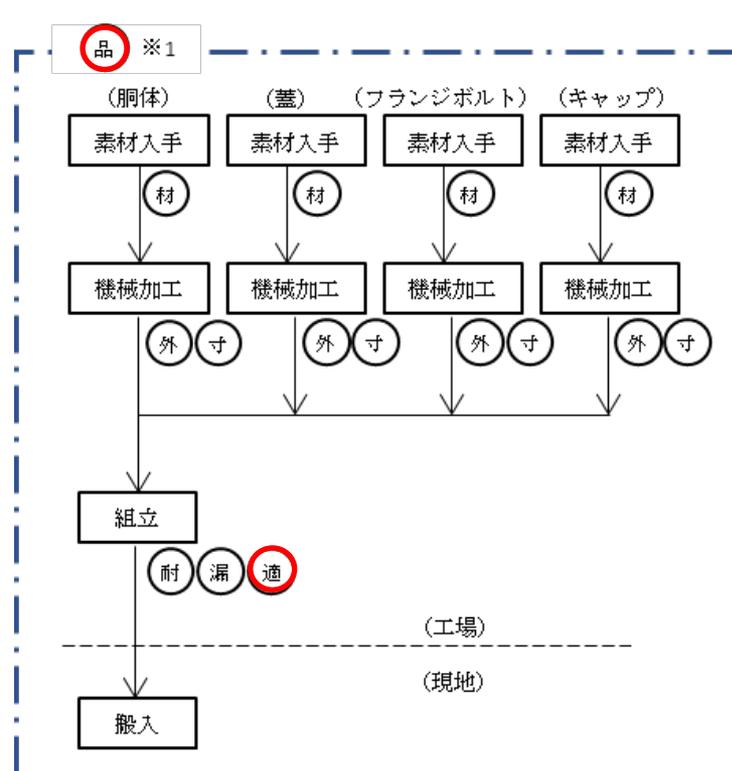
本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

- 適 : 適合性確認検査
- 品 : 品質マネジメントシステム検査

※1 : 品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

(2)本申請に係る工事が本申請に従って行われたものであることの確認に係る検査

検査項目	検査方法	検査時期	
設計変更の生じた構造物等に対する適合性確認結果の検査(適合性確認検査)	以下の技術基準規則への適合性が確認されていることを記録等により確認する。	組立後	
	地震による損傷の防止(第六条)		材料検査、外観検査、寸法検査の結果が良であることを確認
	機能の確認等(第十一条)		外観検査、寸法検査、ヘリウム漏えい試験の結果が良であることを確認
	安全設備(第二十一条)		材料検査、寸法検査、耐圧試験の結果が良であることを確認
	実験設備等(第三十八条)	材料検査、外観検査、ヘリウム漏えい試験、耐圧試験の結果が良であることを確認	
マネジメントシステムに関する検査(品質マネジメントシステム検査)	「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」(QS-P10)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを記録等により確認する。	工事の状況等を踏まえ適切な時期	
	業務の計画及び実施		「研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領」に係る記録で確認
	設計・開発		「研究炉加速器技術部設計・開発管理要領」に係る記録で確認
	調達		「原子力科学研究所調達管理要領」に係る記録で確認
	測定機器の管理	「研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領」に係る記録で確認	



【凡例】

構造等検査

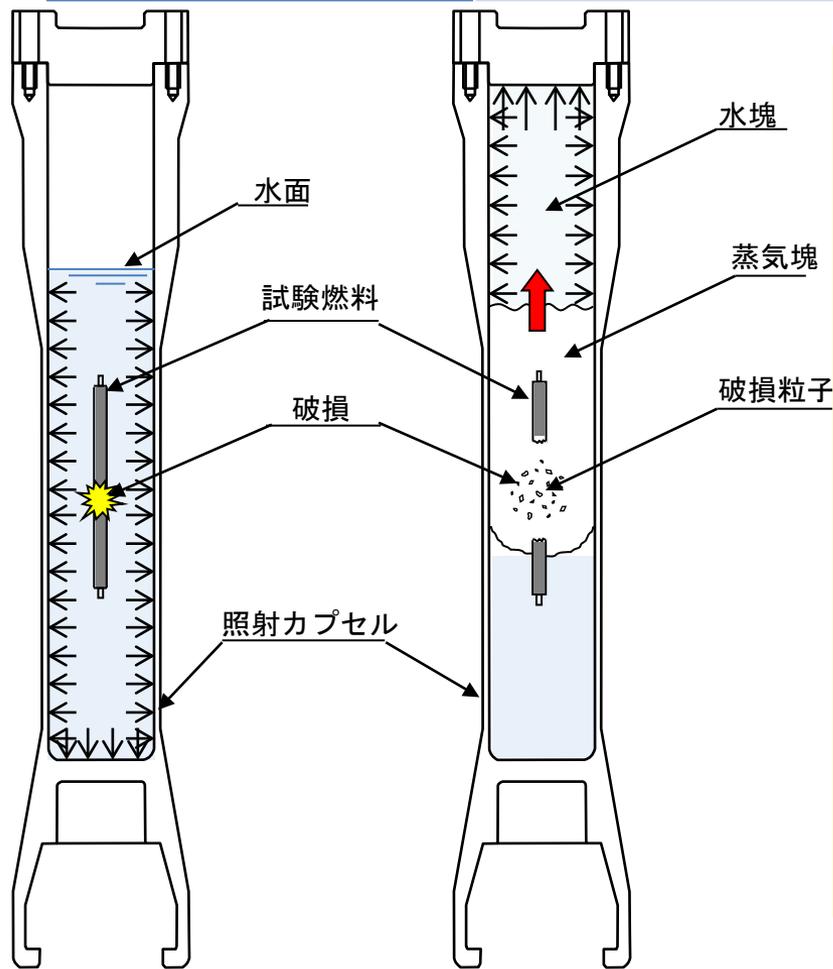
- 材 : 材料検査
- 外 : 外観検査
- 寸 : 寸法検査
- 漏 : ヘリウム漏えい試験
- 耐 : 耐圧試験

本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

- 適 : 適合性確認検査
- 品 : 品質マネジメントシステム検査

※1 : 品質マネジメントシステム検査は、工事の状況等を踏まえ適切な時期で実施する。

構造解析上の負荷荷重	動的圧力	衝撃圧力及び水撃力	弾塑性解析で使用する
	静的圧力	動的圧力を相当静圧に換算	弾性解析で使用する
	自重		弾性解析で使用する
	ホールドダウン機構により下向きに抑えつけられる負荷荷重		弾性解析で使用する
耐震解析上の負荷荷重	耐震重要度分類Bクラスの地震力		弾性解析で使用する



照射カプセルには、試験燃料の破損によって、**衝撃圧力**及び**水撃力**が作用する。

衝撃圧力	燃料被覆管の破損に伴う燃料内圧の開放に伴って発生し、水中を伝ってカプセル壁面及び底面に作用する。
水撃力	試験燃料が破損し、微粒子化した燃料が冷却水中に放出された場合、高温の燃料が広い表面積を介して冷却水に触れるため、冷却水中に大量の水蒸気が短時間に発生する。このとき発生した水蒸気は上方の冷却水を押し上げ、カプセル上部の蓋に衝突させる。この際に作用する圧力が水撃力である。

衝撃圧力のイメージ図

水撃力のイメージ図

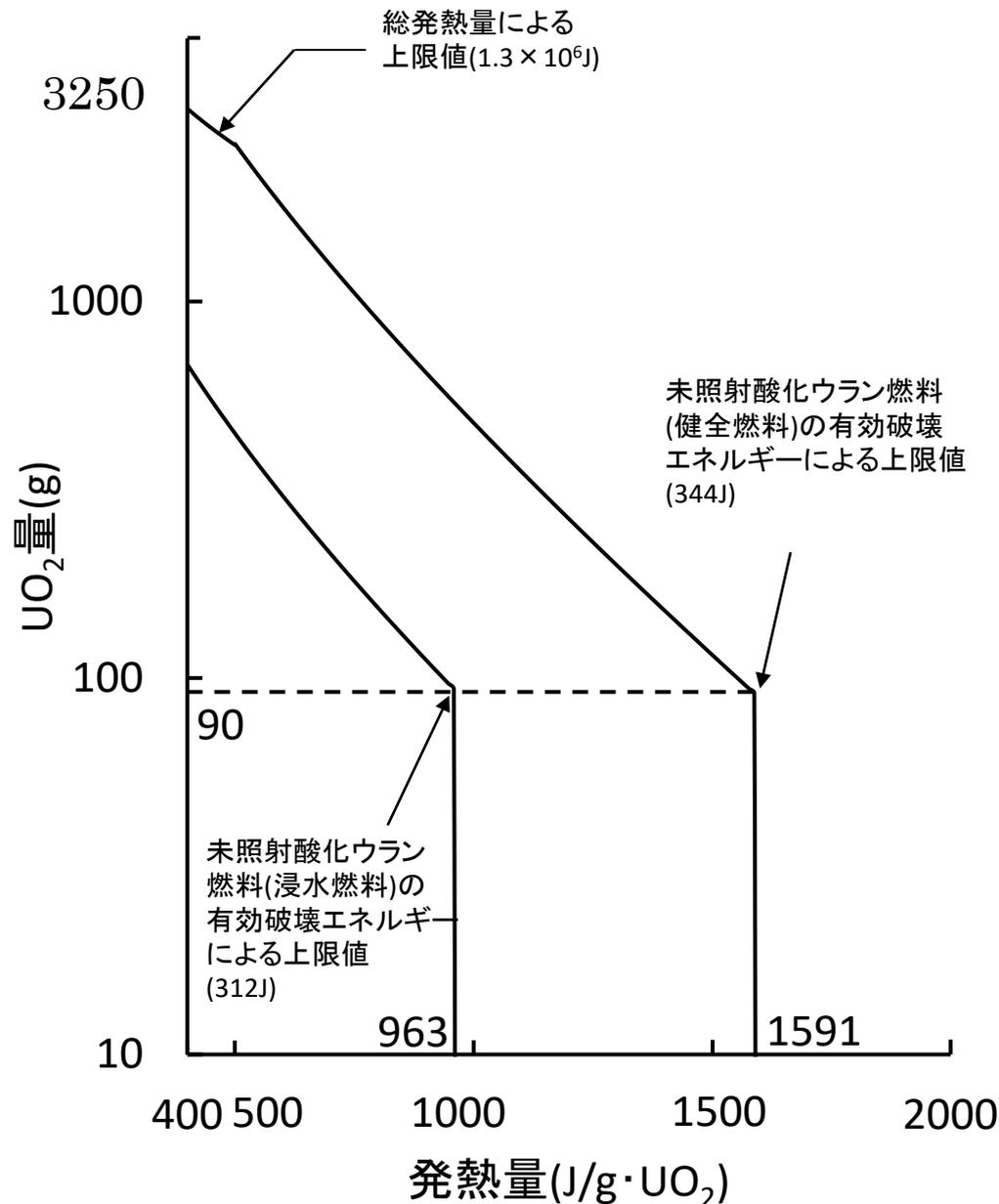
日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2012)に準じ、設計条件、供用状態A~D及び試験状態に分類し、構造解析を行う。

運転状態の区分	荷重の組合せ
設計条件	動的圧力又は相当静圧及び機械的荷重を考慮する。
供用状態A (運転状態Ⅰにおける荷重が負荷された状態)	燃料破損時に発生する衝撃圧力及び水撃力に相当する荷重を考慮する。 ただし、衝撃圧力と水撃力は発生時刻が異なるため、別々に負荷荷重を算定する。
供用状態B (運転状態Ⅱにおける荷重が負荷された状態)	本カプセルで想定される事象はない。
供用状態C (運転状態Ⅲにおける荷重が負荷された状態)	地震力による荷重を考慮する。 ただし、地震の発生時には、衝撃圧力及び水撃力の発生がないものとする。
供用状態D (運転状態Ⅳにおける荷重が負荷された状態)	本カプセルで想定される事象はない。
試験状態	製造時の耐圧試験により装置に最高使用圧力を超える圧力を加えた状態を考慮する。 耐圧試験は5回程度しか実施しないため、疲労解析は行わない。

運転状態Ⅰ	通常に装置を運転している時に生ずる状態	カプセル内の試験燃料の破損を考慮する。
運転状態Ⅱ	運転状態Ⅰから逸脱した運転状態	本カプセルにおいて想定される事象はない。
運転状態Ⅲ	通常に装置を運転している状態からかなりはずれた状態	地震が発生した場合を考慮する。
運転状態Ⅳ	原子炉施設の安全設計上想定される異常な状態が生じている状態	本カプセルにおいて想定される事象はない。

最大実験条件

- 未照射酸化ウラン燃料(健全燃料)90g·UO₂に対して発熱量1591J/g·UO₂
- 未照射酸化ウラン燃料(浸水燃料) 90g·UO₂に対して発熱量963J/g·UO₂



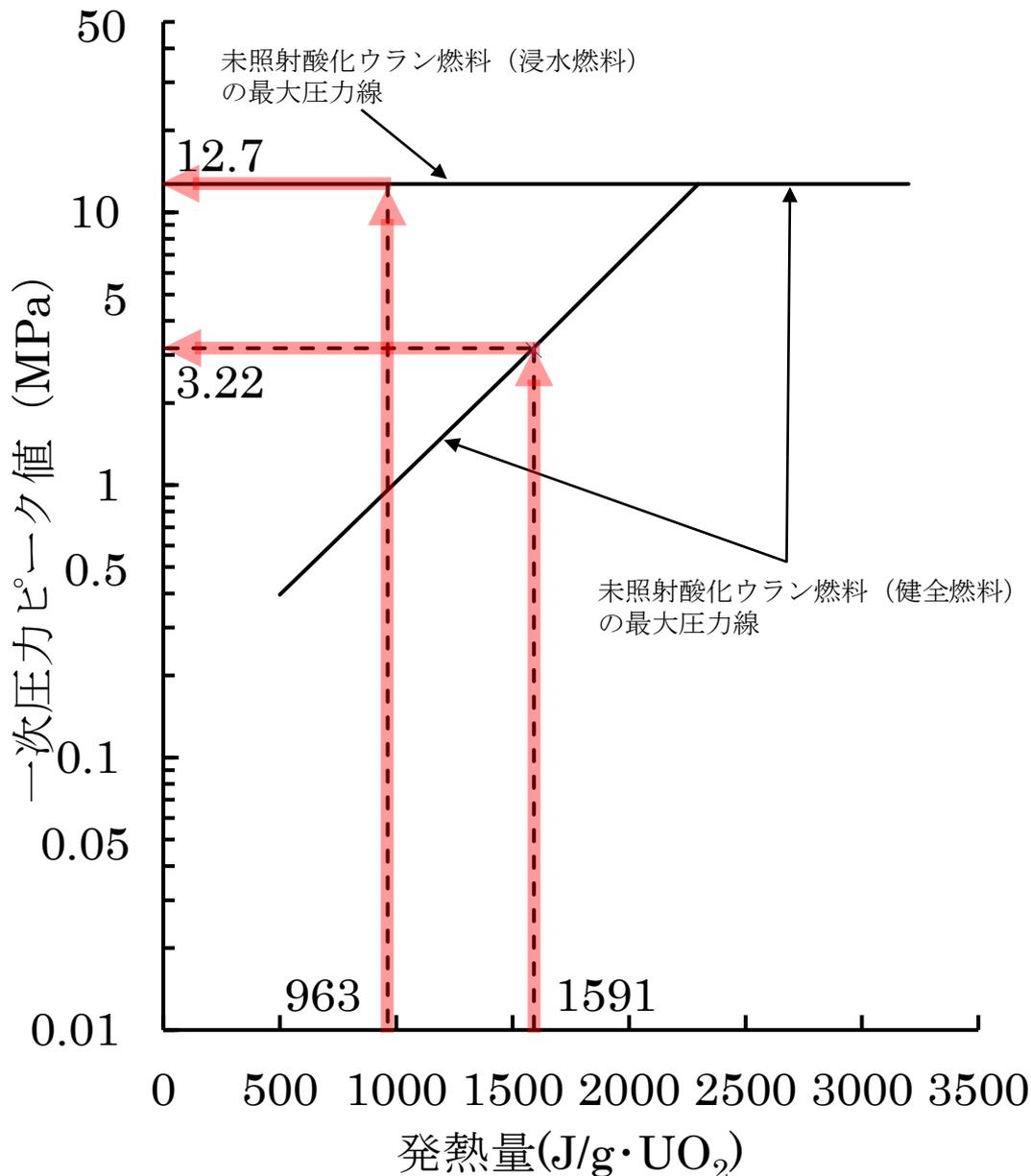
衝撃圧力の算定

最大実験条件に対応する一次圧力ピーク値から衝撃圧力を算定する。

最大実験条件に対応する一次圧力ピーク値

- 健全燃料: 3.22MPa
- 浸水燃料: 12.7MPa

高い値である12.7MPaを動的圧力とする。



水撃力の算定

原子炉設置変更許可申請書(平成元年 11 月 10 日付け元安(原規)第 598 号をもって許可)追補1の「水カプセルの設計・検査の考え方」の「[I]設計の考え方」のうち、「2. 強度設計」に記載の式で計算する。

水撃力のピーク値

- 健全燃料: 23.4MPa
- 浸水燃料: 22.3MPa

高い値である23.4MPaを動的圧力とする。
換算係数を2とすることにより、相当静圧は46.8MPaとなる。

軸力の設定

蓋及びフランジボルトには水撃力が軸力として直接作用するものとして計算する。

- 5.29×10^5 MPa

試験状態における圧力の設定

衝撃圧力の1.25倍を耐圧試験の圧力として設定する。

- 15.9MPa

衝撃圧力による負荷荷重算定結果

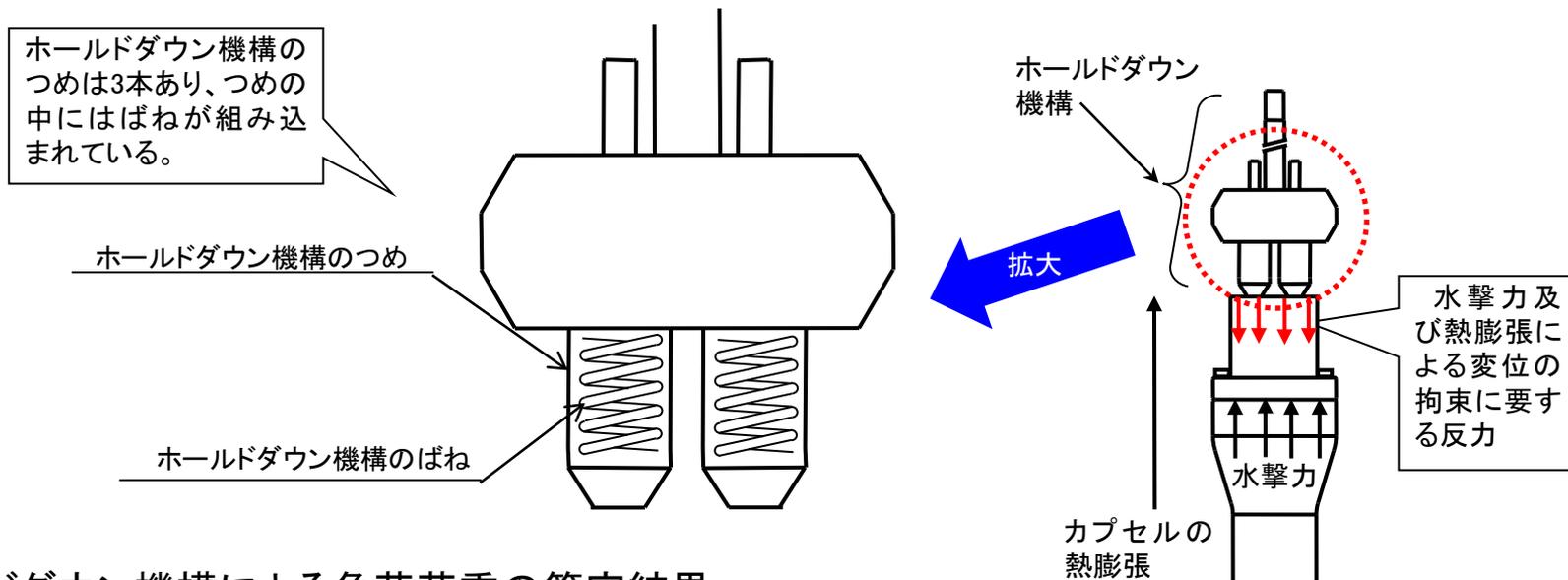
状態	荷重条件	圧力 (MPa)	作用時間 τ (ms)	温度 (°C)	繰返し荷重	備考
設計条件		12.7	1.1	100	—	—
供用状態A					内圧、熱 200回	最大実験条件における 使用回数200回を 繰返し数とする。
供用状態C	0				地震力1回 を考慮する。	—
試験状態		15.9	—	常温	—	—

水撃力による負荷荷重算定結果

状態	荷重条件	圧力 (MPa)	作用時間 τ (ms)	温度 (°C)	軸力 (N)	繰返し荷重	備考
設計条件		23.4 (動的圧力) 46.8 (相当静圧)	0.33	100	5.29×10^5	—	—
供用状態A						内圧、熱 200回	最大実験条件に おける使用回数 200回を繰返し数とする。
供用状態C		0	—	—	—	地震力 1回を 考慮する。	—
試験状態		15.9	—	常温	—	—	—

ホールドダウン機構による負荷荷重算定

機械的荷重による変位及び熱的荷重による変位を求め、負荷荷重を算出する。



ホールドダウン機構による負荷荷重の算定結果

バネの変位 d (m)	機械的荷重によるもの	2.19×10^{-2}
	熱的荷重によるもの	1.69×10^{-3}
負荷荷重 F (N)	機械的荷重によるもの	6.90×10^3
	熱的荷重によるもの	5.32×10^2

ホールドダウン機構によるカプセルへの負荷荷重発生機構

設計条件及び供用状態A

胴体及び蓋の強度計算には、有限要素法による衝撃・構造解析ソフトLS-DYNAを使用し、カプセルの軸対称2次元モデルに動的圧力を作用させる弾塑性解析を行う。

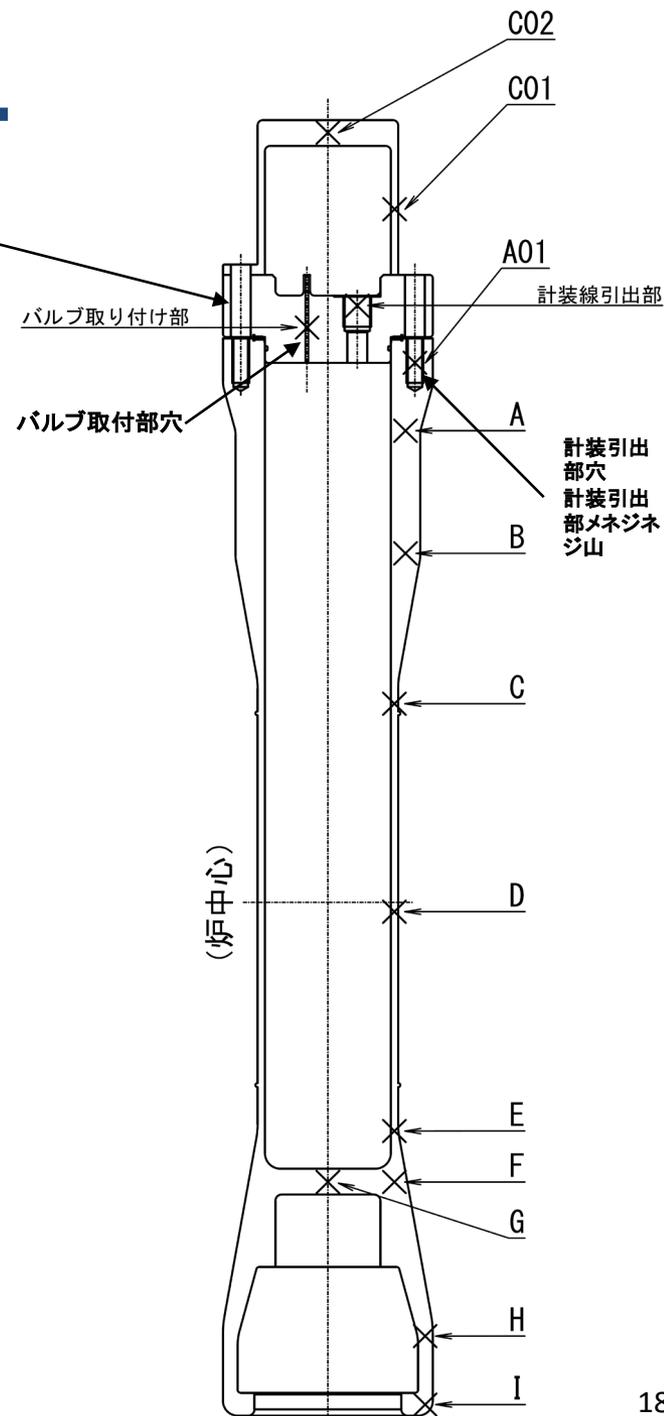
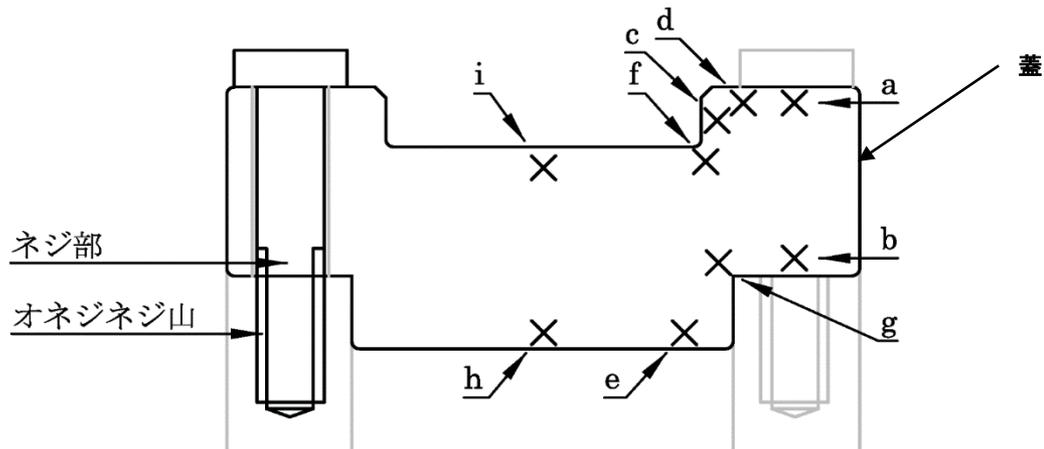
その他の評価項目（フランジボルト、胴体メネジ、キャップ、計装線引出部及びバルブ取り付け部）については、相当静圧を用いて弾性解析を行う。

供用状態C

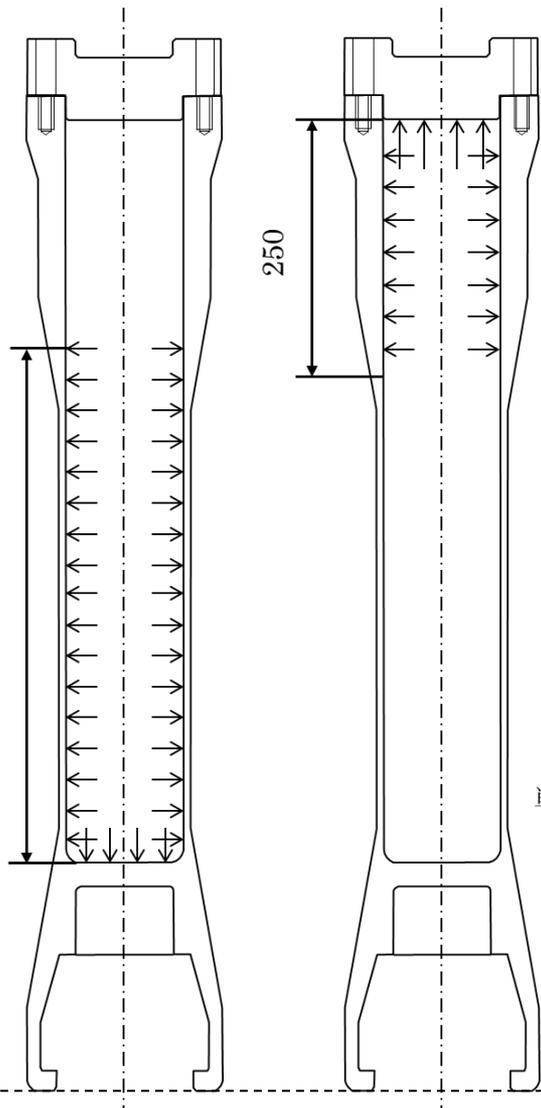
供用状態Cにおける胴体（カプセル内部底面を除く）及びキャップ胴部の強度計算には、相当静圧を用いて弾性解析を行う。

耐圧試験

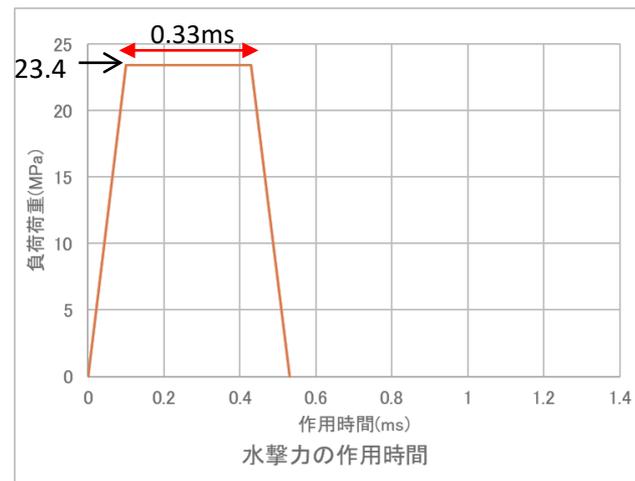
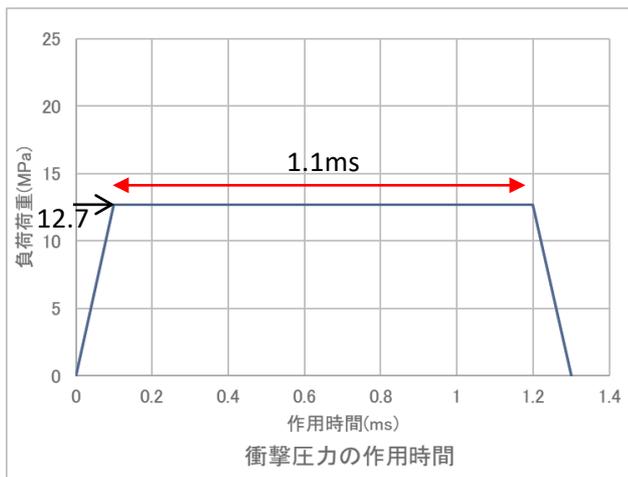
耐圧試験における胴体薄肉部の強度計算には、相当静圧を用いて弾性解析を行う。



設計	評価点	
弾性設計	胴体メネジネジ山	A01
	蓋(計装引出部穴、計装引出部メネジネジ山、バルブ取付部穴)	
	キャップ(胴部、上面)	C01, C02
	フランジボルト(ネジ部、オネジネジ山)	
弾塑性設計	胴体(メネジネジ山を除く。)	A~I
	蓋(貫通穴周辺を除く。)	a~i



衝撃圧力と水撃力は発生時刻が異なるため、衝撃圧力と水撃力の重ね合わせは考慮しない。



単位：mm

スカート
下部固定

衝撃圧力作用範囲

水撃力作用範囲

解析における材料データ

物性値	材料	SUS304		SNB23-1
	温度(°C)	20	100	20
縦弾性係数(MPa)		1.95×10^5	1.89×10^5	1.91×10^5
熱膨張係数(mm/mm°C)		1.53×10^{-5}	1.69×10^{-5}	—
設計降伏点(MPa)		2.05×10^2	1.70×10^2	1.03×10^3
引張強さ(MPa)		5.20×10^2	4.41×10^2	—
ポアソン比		0.3	0.3	—
基本質量(kg/mm ² m)		7.93×10^{-3}	7.90×10^{-3}	—
最大歪		0.35	0.35	—

胴体の設計条件及び供用状態Aにおける荷重条件による計算結果

評価点		20℃		100℃	
		最大値*1	許容値*2	最大値*1	許容値*2
		(%)	(%)	(%)	(%)
相当塑性歪	A	0	2.0	0	2.0
	B	0		0	
	C	0		0	
	D	0		0	
	E	0		3.85×10^{-4}	
	F	0		0	
	G	0		0	
	H	0		0	
	I	0		0	

*1: 相当塑性歪は評価点の周囲で最も高い局所歪を記載する。

*2: 弾塑性解析では、円周方向、半径方向及び軸方向の応力を区分せず、塑性変形量での評価を行う。許容変形量については、板厚平均歪及び表面歪で2%、局所歪で5%であるため、相当塑性歪の許容値を2%とし評価を行う

歪は許容値を満足している。

蓋の設計条件及び供用状態Aにおける荷重条件による計算結果

評価点		20℃		100℃	
		最大値*1	許容値*2	最大値*1	許容値*2
		(%)	(%)	(%)	(%)
相当塑性歪	a	0	2.0	0	2.0
	b	0		0	
	c	0		0	
	d	0		0	
	e	0		0	
	f	0		0	
	g	0		0	
	h	0		0	
	i	0		0	

胴体の設計条件及び供用状態Aにおける荷重条件による計算結果

評価点		20℃		100℃	
		最大値*1	許容値*2	最大値*1	許容値*2
		(%)	(%)	(%)	(%)
相当塑性歪	A	0	2.0	0	2.0
	B	0		0	
	C	0		0	
	D	0		0	
	E	0		0	
	F	0		0	
	G	0		0	
	H	0		0	
	I	0		0	

*1: 相当塑性歪は評価点の周囲で最も高い局所歪を記載する。

*2: 弾塑性解析では、円周方向、半径方向及び軸方向の応力を区分せず、塑性変形量での評価を行う。許容変形量については、板厚平均歪及び表面歪で2%、局所歪で5%であるため、相当塑性歪の許容値を2%とし評価を行う

歪は許容値を満足している。

設計条件及び供用状態Aで行う評価

評価点		評価項目
胴体	メネジネジ山 A01	メネジネジ山のせん断応力を評価
蓋	計装線引出部穴	貫通穴周辺の局所応力を評価
	バルブ取り付け部穴	
	計装線引出部メネジネジ山	メネジネジ山のせん断応力を評価
キャップ	胴部 C01	ホールドダウン機構による圧縮応力(一次一般膜応力)を評価
	上面 C02	ホールドダウン機構による曲げ応力を評価
フランジボルト	ネジ部	最小断面(ネジ部)の平均引張応力を評価
	オネジネジ山	オネジネジ山のせん断応力を評価

供用状態Cで行う評価

評価点		評価項目
胴体	C~E (胴体薄肉部)	自重及びホールドダウン機構による圧縮応力(一次一般膜応力)並びに地震力による曲げ応力を重ね合わせた応力強さを評価
キャップ	胴部 C01	ホールドダウン機構による圧縮応力(一次一般膜応力)及び地震力による曲げ応力を重ね合わせた応力強さを評価

試験状態で行う評価

評価点		評価項目
胴体	D (胴体薄肉部中央)	耐圧試験時に生じる半径方向、円周方向及び軸方向の一次一般膜応力を評価

胴体、蓋、キャップ及びフランジボルトの設計条件及び供用状態Aにおける応力強さの評価
単位:MPa

評価点		応力の種類	設計条件及び供用状態A	
			応力強さ	許容値
胴体	メネジネジ山 A01	平均せん断 t	30.1	82
蓋	計装線引出部穴	P_m+P_b	73.1	205
	バルブ取り付け部穴	P_m+P_b	76.7	205
	計装線引出部 メネジネジ山	平均せん断 t	29.0	82
キャップ	胴部圧縮応力 C01	P_m	2.7	137
	上面曲げ応力 C02	P_m+P_b	14.7	205
フランジボルト	ネジ部	平均引張 B_m	250	343
	オネジネジ山	平均せん断 t	34.4	205

胴体及びキャップの供用状態C及び試験時状態における応力強さの評価

単位:MPa

評価点		応力の種類	供用状態C				試験状態		
			応力			応力強さ	許容値	応力強さ	許容値
			自重	ホール ドダウン 機構	地震力				
胴体	A	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	B	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	C	P_m+P_b	-0.3	-2.7	± 3.6	6.6	246	-	-
	D	P_m+P_b	-0.3	-2.7	± 3.6	6.6	246	145	184
	E	P_m+P_b	-0.3	-2.7	± 3.6	6.6	246	-	-
	F	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	H	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	I	P_m	-0.3	-2.7	-	3.0	164	-	-
	キャップ	C01	P_m+P_b	-	-2.7	± 3.6	6.3	246	-

応力強さは許容値を満足している。

疲労解析の必要性についてJSME S NC1-2012 (PVB-3140 (疲労解析不要の条件)には、以下の条件を満足する場合は、疲労解析は不要と定められている。

条件を満足するため、本カプセルは設計条件において特に疲労を考慮する必要はない。

	条件	評価結果
繰返し回数に対する条件	設計上考慮する使用回数が、設計応力強さの3倍の荷重に対してS-N曲線から求まる回数(使用回数の制限値)以下であること。	<ul style="list-style-type: none"> ● 設計上考慮する使用回数: 200回 ● 使用回数の制限値: 10⁴回 (SUS 304)、400回 (SNB23-1) 設計上考慮する使用回数は使用回数の制限値以下であるため、条件を満足する。
圧力変動の全振幅に対する条件	本カプセルに生じる圧力変動の全振幅(本カプセルでは、本カプセルに生じる圧力変動の全振幅は最高使用圧力に相当)が、規格に定められた式により求められる圧力変動の全振幅以下であること。	<ul style="list-style-type: none"> ● 規格に定められた式により求められる圧力変動の全振幅は最高使用圧力に対しそれぞれ3.37倍 (SUS 304)、1.50倍 (SNB23-1) 最高使用圧力は規格により定められた式により求められる圧力変動の全振幅以下であるため、条件を満足する。
温度差に対する条件	任意の2点間の温度差が、規格に定められた式により求められる値(温度差の制限値)以下であること。 ここで、任意の2点間とは、規格に定められた式により求められる値を超えない2点間である。	<ul style="list-style-type: none"> ● 接液部の温度が最高使用温度の100℃、空気層部の温度が常温の20℃とすると、任意の2点間の温度差は最大で80℃ ● 任意の2点間の温度差の制限値は216℃ 任意の2点間の温度差が温度差の制限値以下であるため、条件を満足する。
温度差の変動の全振幅に対する条件	温度差の変動の全振幅(本カプセルでは、全振幅は最高使用温度と常温の差に相当)が、規格に定められた式により求められる値(温度差の制限値)以下であること。	<ul style="list-style-type: none"> ● 最高温度は100℃であり、常温を20℃としても温度差の変動の全振幅は最大で80℃ ● 温度差の制限値は216℃ 温度差の変動の全振幅が温度差の制限値以下であるため、条件を満足する。
圧力以外の機械的荷重に対する条件	圧力以外の機械的荷重により生じる応力の全振幅(本カプセルでは、全振幅は地震力の2倍に相当)が、地震荷重変動回数に対してS-N曲線から求まる回数以下であること。	圧力以外の機械的荷重として地震荷重を考慮する。 <ul style="list-style-type: none"> ● 地震荷重による応力の全振幅は7.2MPa ● 地震荷重変動回数(40回)を許容繰返し回数とした場合、これに対応する繰返しピーク応力強さ約2000MPa 地震荷重による応力の全振幅が繰返しピーク応力強さの制限値以下であるため、条件を満足する。

I-T型大気圧水カプセルの耐震設計は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の基本的な考え方を参考にして以下のように行う。

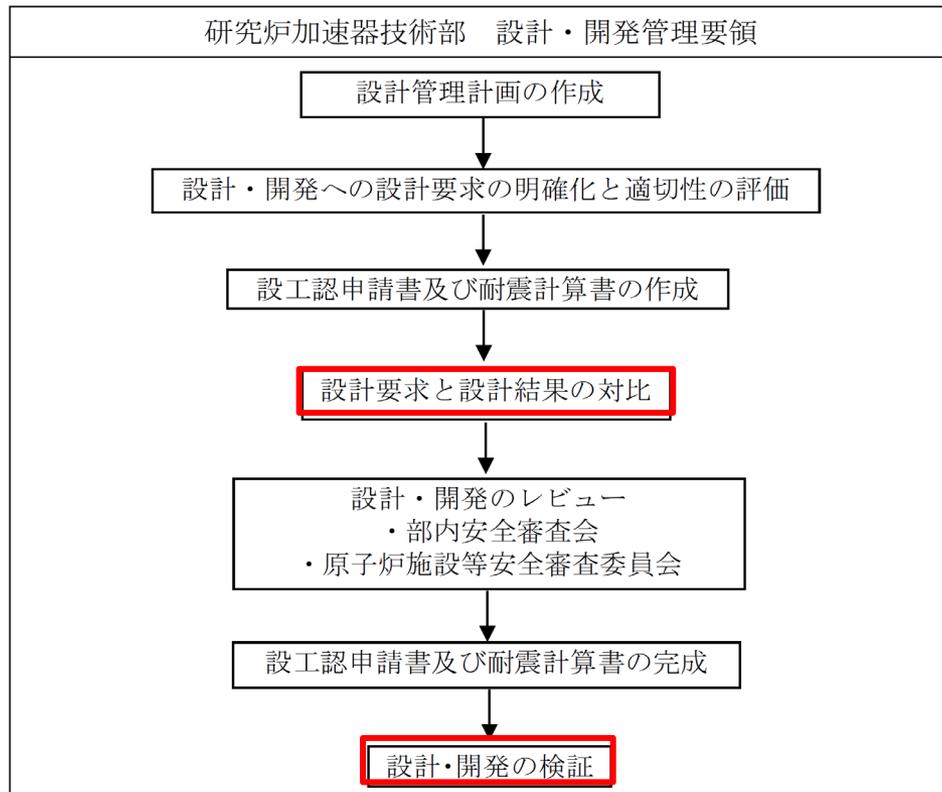
- ① I-T型大気圧水カプセルは、耐震重要度に応じて算定したBクラスの静的地震力を用いて耐震設計を行う。
- ② 試験炉設置許可基準規則に基づき算定する地震力が作用した場合においてI-T型大気圧水カプセルが損壊しないように設計する。
- ③ 常時作用している荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

品質管理の方法について

「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」、
「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」及び「研究炉加速器技術部設計・開発管理要領」に基づき品質管理を行う。

設計管理における設工認及び耐震計算書の検証までの品質管理のプロセスは、右図のとおり。

- 課長が、設計結果（設工認申請書及び耐震計算書）について設計要求との対比を行い、要求事項を満足していることを確認している。
- 設計・開発のレビューを経て完成した設計結果（設工認申請書及び耐震計算書）について、課長が、設計・開発の検証を行い、要求事項を満足していることを確認している。



本設工認及び耐震計算書に係る品質管理フロー

耐放射線性について、最大パルス運転での照射量と本カプセルの使用回数を考慮した結果、使用材料の放射線に対する材料の劣化等に関しては十分な余裕があり、問題となることはない。

NSRRの実験孔炉心部における最大パルス運転(積分出力130 MW·s相当)1回あたりの熱外中性子束(1.125 eV以上)による照射量は、カプセルを挿入しない状態の実測で $1.0 \times 10^{18} \text{n/m}^2$ 程度である。

これに対し、SUS304の結晶格子に照射による欠陥が現れる速中性子(>1MeV以上)の照射量は $1.0 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ 程度とされており、これ以上の照射量領域においてはSUS304の機械強度に影響が現れる可能性がある。

したがって、SUS304の機械強度に影響を与えない照射量を $1.0 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ とし、NSRRの実験孔炉心部の熱外中性子照射量を用い実験回数を算出すると、

$$\frac{1.0 \times 10^{23}}{1.0 \times 10^{18}} = 1.0 \times 10^5 \text{ (回)}$$

となる。

この実験回数に対して、I-T型大気圧水カプセルの設計条件は使用回数を200回以下としている。したがって、使用材料の放射線に対する材料の劣化等に関しては十分な余裕があり、問題となることはない。

I-T型大気圧水カプセルとほぼ同一の構造であるI-S型大気圧水カプセルの反応度価値は、実測で約 $-0.016 \Delta k$ であり、原子炉設置変更許可申請書に記載の実験物による反応度の制限値を満足する。

実験物による反応度の制限値

実験物による最大の負の反応度	0.0365 Δk
実験物による最大の正の反応度	<ul style="list-style-type: none"> ・停止余裕を確保できること* ・調整棒以外の制御棒を全部引抜いた場合にも臨界とならないこと

* 最大反応度を有する制御棒1本を全部引抜いた場合において、実験物の正の反応度を考慮しても、0.01 Δk 以上の停止余裕を確保できること。

(地震による損傷の防止)

第六条 試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力(試験炉許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。)による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないものでなければならない。

2 耐震重要施設(試験炉許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下この条において同じ。)は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(試験炉許可基準規則第四条第三項に規定する地震力をいう。)に対してその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。

3 耐震重要施設は、試験炉許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。

1. 本申請に係る照射カプセルは、耐震重要度分類に応じた地震力によって損壊しないように設計する。

2. 本申請の範囲外である。

3. 本申請の範囲外である。

(機能の確認等)

第十一条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉容器その他の試験研究用等原子炉の安全を確保する上で必要な設備の機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。

1. 本申請に係る照射カプセルは、放射性物質の閉じ込め機能の確認に係る試験及び検査として、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定められている照射カプセルの使用時の外観点検、寸法点検、非破壊点検及び漏えい点検が実施できる設計とする。

(安全設備)

第二十一条 安全設備は、次に掲げるところにより設置されたものでなければならない。

- 一 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、二以上の原子力施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、試験研究用等原子炉の安全を確保する上で支障がない場合にあつては、この限りでない。
- 二 第二条第二項第二十八号ロに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障(試験炉許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。第三十二条第三号において同じ。)が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものであること。ただし、原子炉格納容器その他多重性、多様性及び独立性を有することなく試験研究用等原子炉の安全を確保する機能を維持し得る設備にあつては、この限りでない。
- 三 安全設備は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものであること。
- 四 火災により損傷を受けるおそれがある場合においては、次に掲げるところによること。
 - イ 火災の発生を防止するために可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用すること。
 - ロ 必要に応じて火災の発生を感知する設備及び消火を行う設備が設けられていること。
 - ハ 火災の影響を軽減するため、必要に応じて、防火壁の設置その他の適切な防火措置を講ずること。
- 五 前号ロの消火を行う設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。
- 六 蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、防護施設の設置その他の適切な損傷防止措置が講じられていること。

1-1. 本申請の範囲外である。

1-2. 本申請の範囲外である。

1-3. 本申請に係る照射カプセルは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される圧力、温度、放射線量等の各種の条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

1-4. イ. 本申請に係る照射カプセルは、金属性の材料を使用して製作する。

ロ. 本申請の範囲外である。

ハ. 本申請の範囲外である。

1-5. 本申請の範囲外である。

1-6. 本申請の範囲外である。

(実験設備等)

第三十八条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備等(試験炉許可基準規則第二十九条に規定する実験設備等をいう。以下この条において同じ。)は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものであること。
- 二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものであること。
- 三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものであること。
- 四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものであること。
- 五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所であること。

1-1. 本申請に係る照射カプセルは、設計上許容される実験条件の範囲内で試験燃料がいかなる形で破損しても、破損しないよう十分な強度を有する設計とする。

1-2. 本申請に係る照射カプセルは、試験燃料の破損による逸脱によって、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように、上部を抑え及び下部を掴むことができる設計とする。

1-3. 本申請に係る照射カプセルは、設計上許容される実験条件の範囲内で試験燃料がいかなる形で破損しても、破損又は放射能の漏えいがないように十分な強度と密閉性を有する設計とする。

1-4. 本申請の範囲外である。

1-5. 本申請の範囲外である。