

## 背景・目的

- 一次冷却材バウンダリ機器として最も重要で交換が困難である原子炉压力容器(RPV)の健全性評価では、RPVの内表面のステンレス鋼製の内張り(クラッド)の下に半楕円欠陥を仮想し、容器が破壊しないことが求められる。
- 材料の破壊に対する抵抗力(破壊靱性)は深い亀裂を有する試験片で評価されるのに対し、RPVの内表面の仮想欠陥は浅い半楕円欠陥であり熱衝撃による2軸荷重が加わるなど応力状態も異なるため、RPVの破壊に対する裕度を正しく把握するためには実機に近い条件下での確認試験を実施する必要がある。

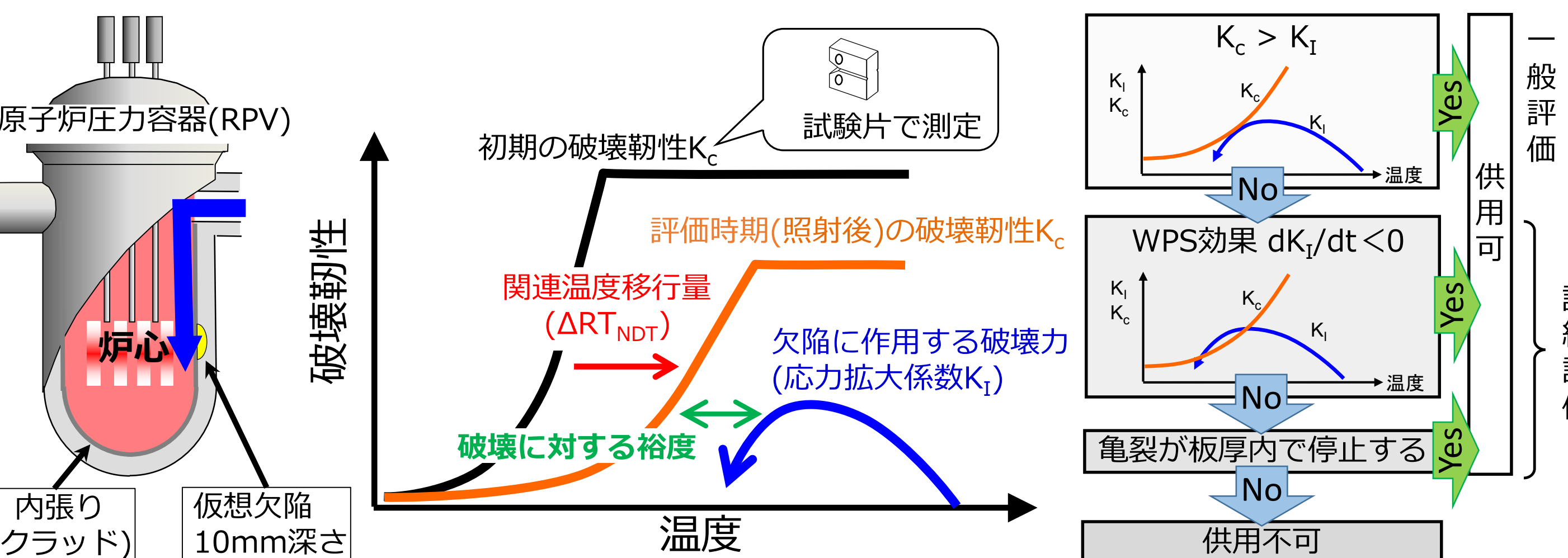


図1 PTS事象に対する健全性評価

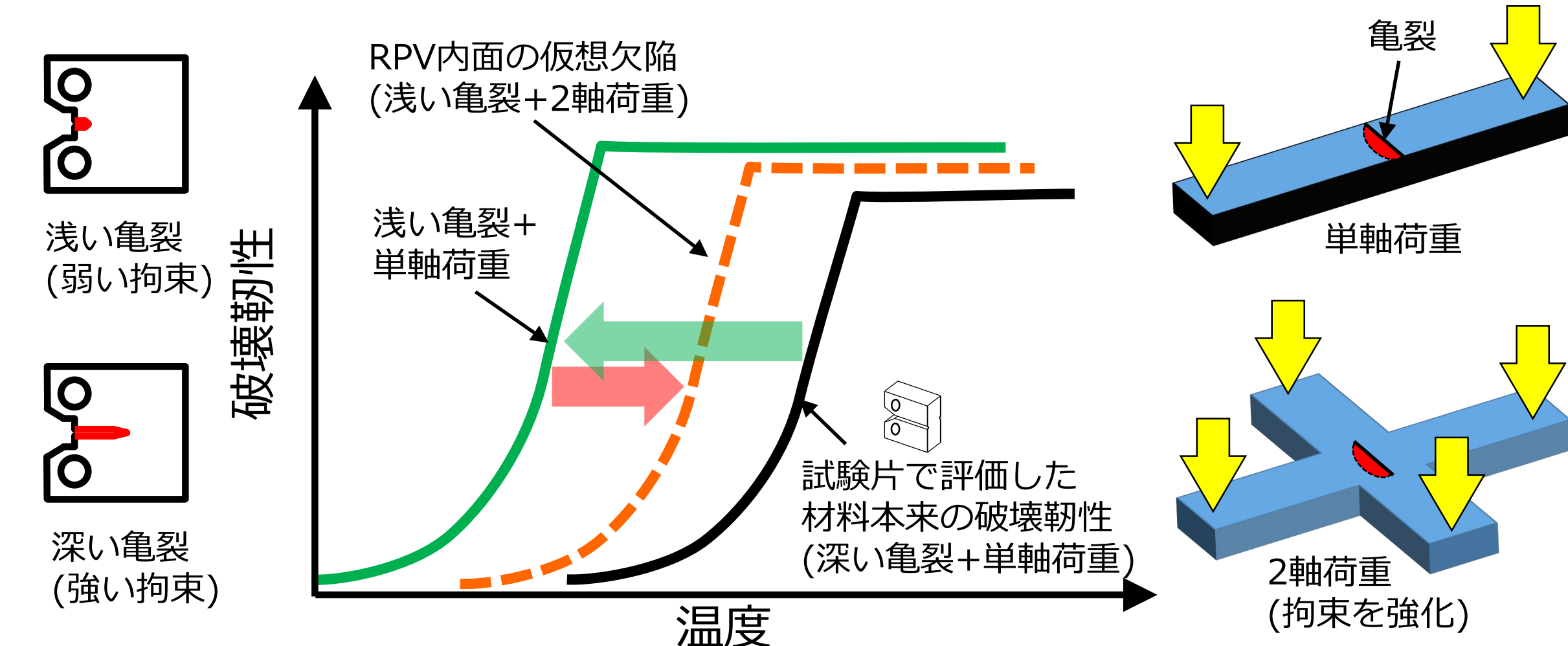


図2 亀裂への拘束の強さが破壊靱性へ及ぼす影響

▶ 非常用炉心冷却水による急冷によりRPV内面には大きな2軸の引張応力が発生する(加圧熱衝撃(PTS)事象)。その際に発生する応力拡大係数と破壊靱性を比較し健全性を確認する。詳細評価では高温予荷重(WPS)効果と亀裂伝播停止を考慮する。

▶ 材料本来の破壊靱性に対し、仮想欠陥のように亀裂が浅いと拘束が弱くなり見かけ上の破壊靱性が上昇する。一方、2軸荷重下では亀裂への拘束が強くなるため、両方の効果が重畳した場合の破壊に対する裕度は明確でない。

◆ 実機規模の板厚を有する大型試験体を用いたPTS模擬試験により、原子炉压力容器の健全性評価法の保守性を総合的に確認する。

## 研究の進め方

- 実機規模の板厚を有し、PTS事象の温度域(運転温度～室温)で破壊できる供試材を製作する。
- 試験片により基礎的な材料特性を取得すると共に高温予荷重(WPS)効果を確認する。
- 平板型試験体を用いて、亀裂の拘束効果やクラッドの破壊に及ぼす影響を確認する。
- 実機で生じる板厚内の温度分布や応力の過渡変化を模擬して破壊する試験(PTS模擬試験(図4))により、材料本来の破壊靱性に対する破壊裕度を総合的に確認する。

※ローカルアプローチ(LA)法: 最弱リンクモデルに基き破壊確率を評価できる手法で、亀裂の拘束状態に影響されない。破壊以前の温度履歴や負荷履歴も考慮可能

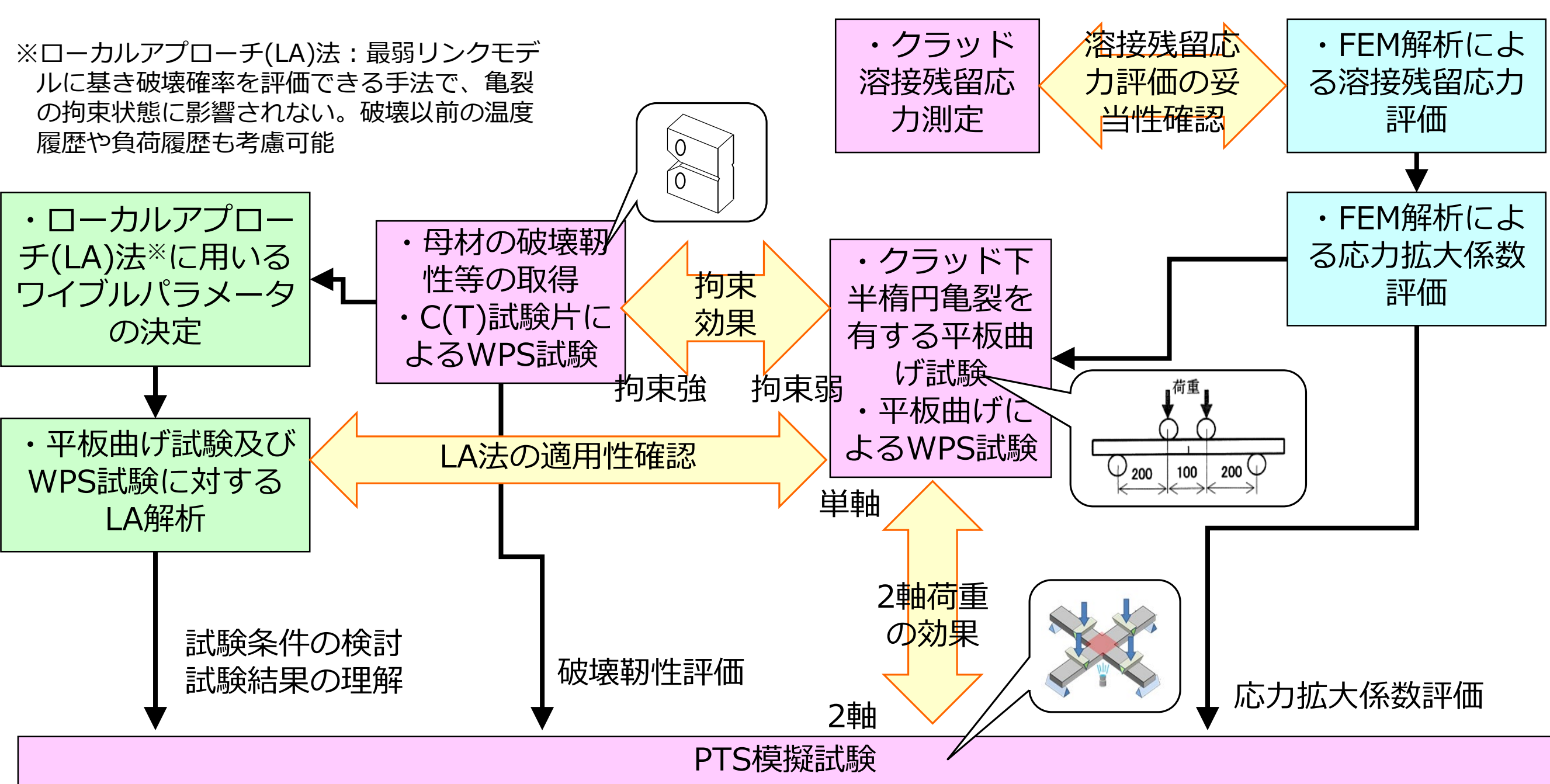
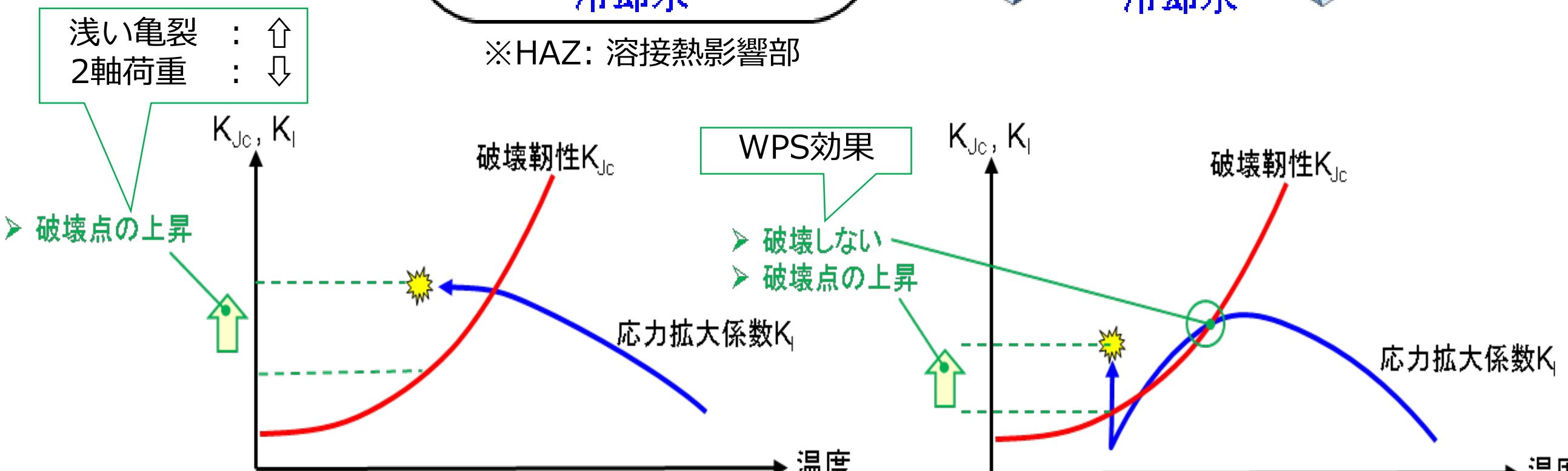
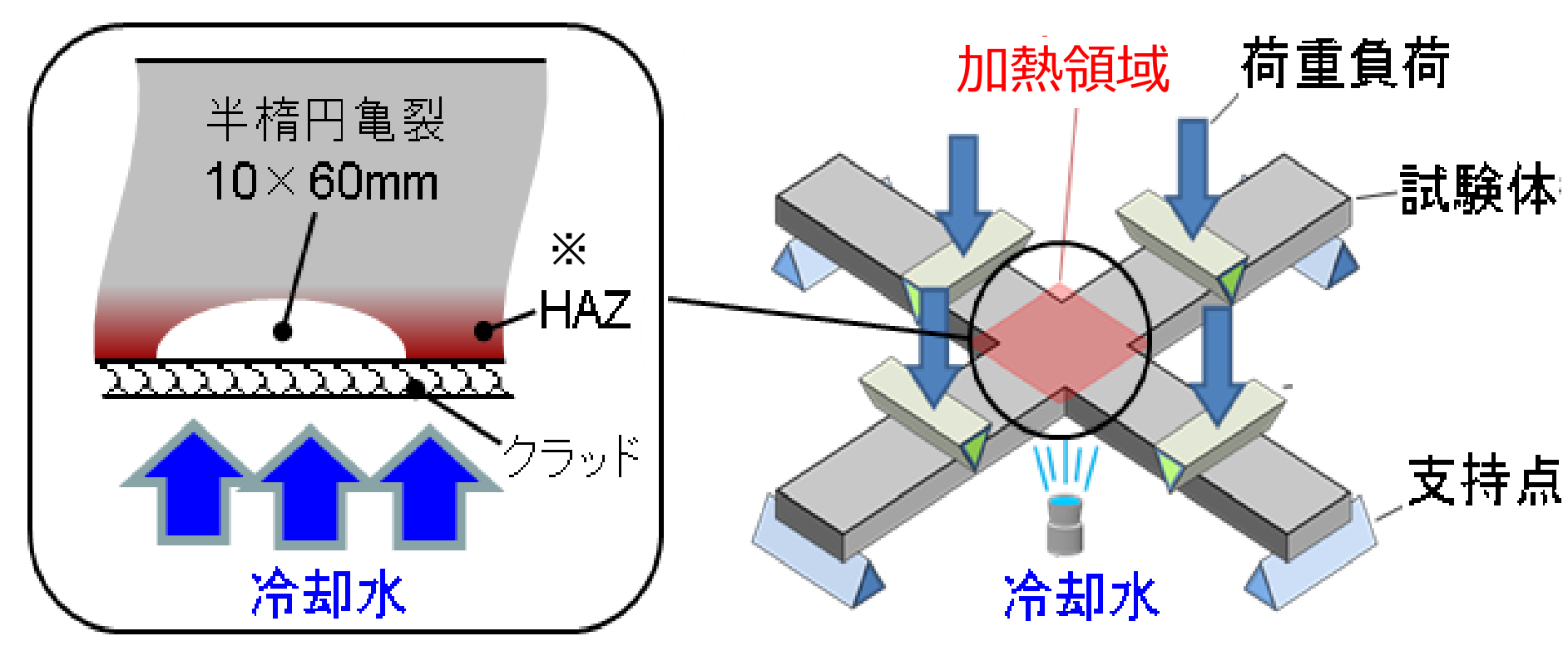


図3 研究の進め方



▶ 高温からの水冷により熱衝撃を与えると共に、曲げ荷重の調整により様々な負荷波形を与え、WPS効果及び試験片で評価した破壊靱性に対する破壊裕度を確認する。

図4 PTS模擬試験のイメージ

## 研究の進捗状況

- 板厚200mmの供試材を製作し、基礎的な材料特性を取得すると共に、亀裂の拘束効果やクラッドの破壊に及ぼす影響の確認試験に着手した。
- PTS模擬試験設備を整備した。

供試材の化学成分, wt%

	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	V
実績値	0.29	0.36	1.47	0.059	0.001	0.47	0.11	0.61	0.003
SQV2A 規定値	≤0.25	0.15~0.40	1.15~1.50	≤0.020	≤0.020	0.40~0.70	-	0.45~0.60	-

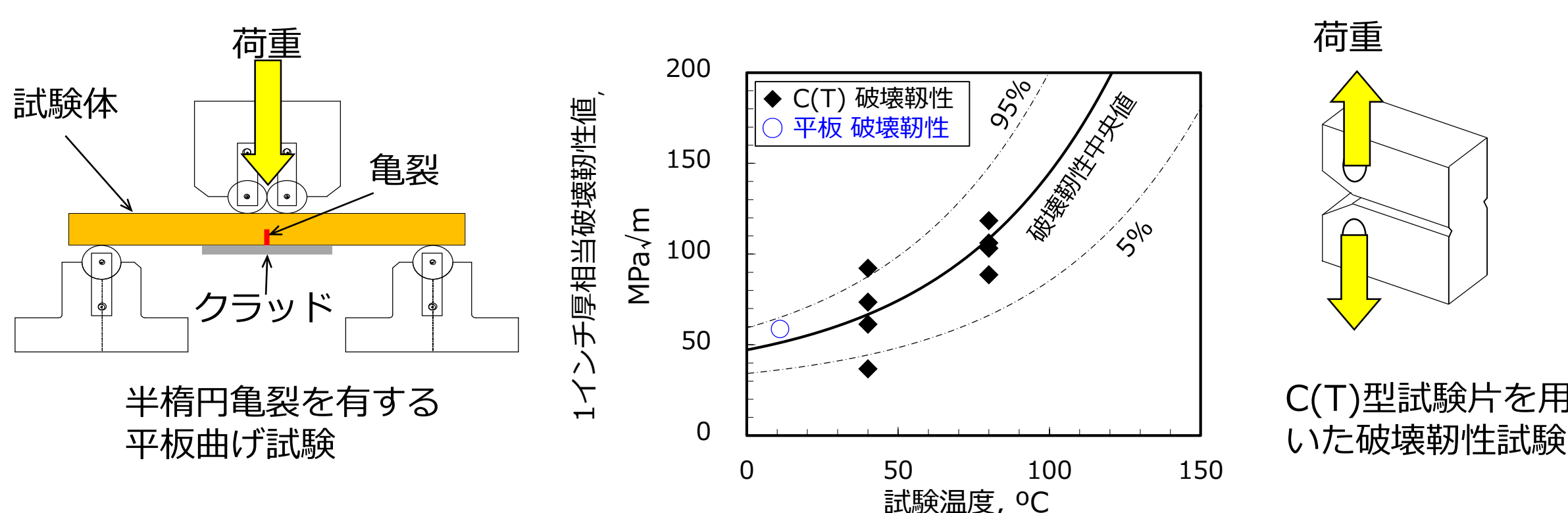


図5 C(T)型試験片及び平板型試験体を用いた破壊靱性試験結果

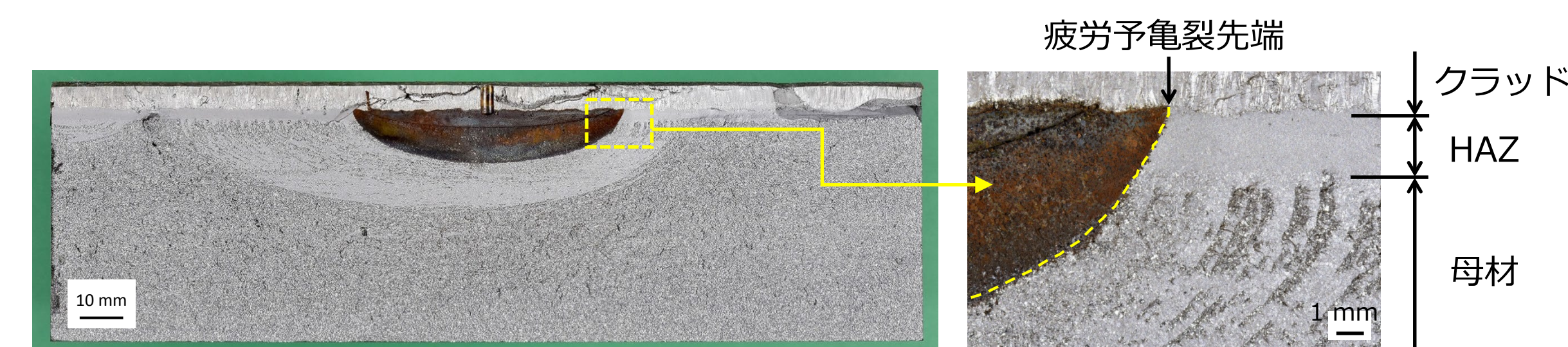
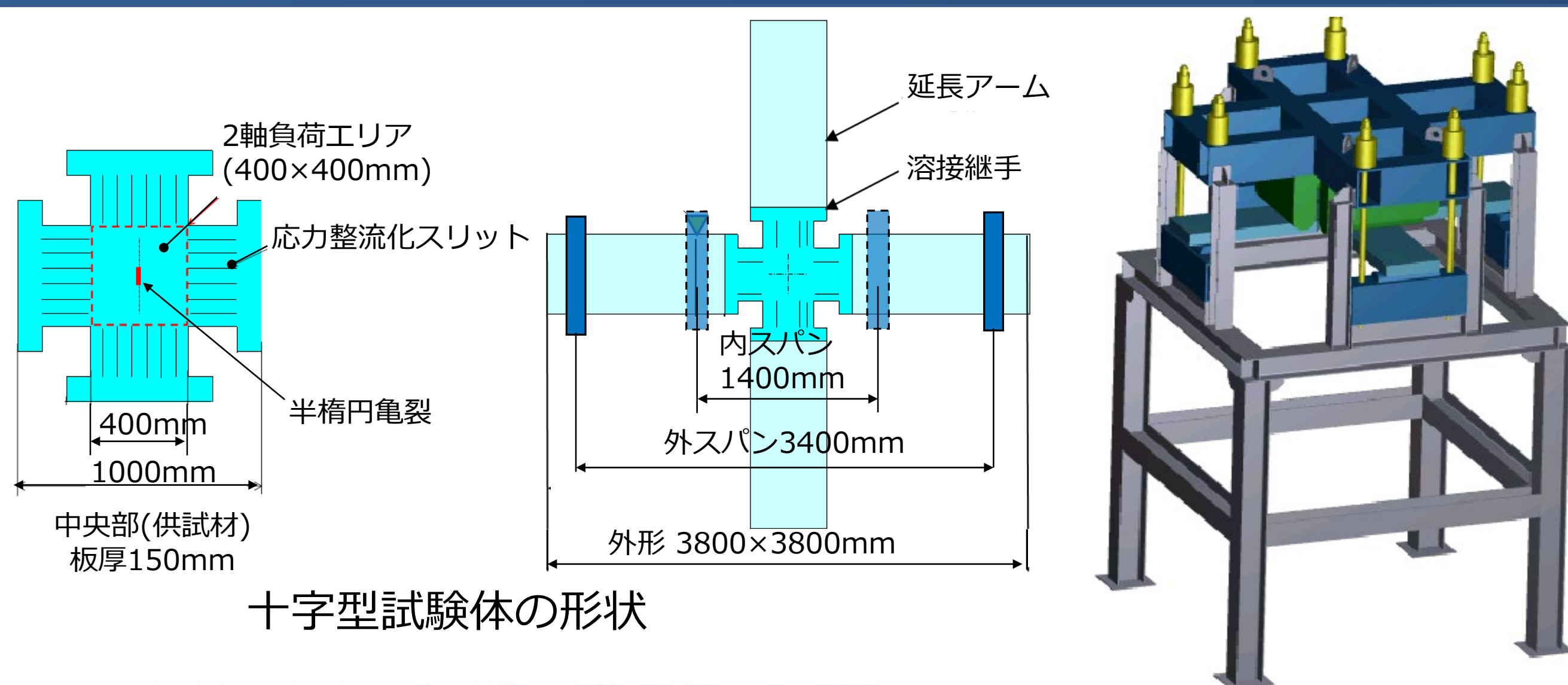


図6 平板型試験体の破面の様子



十字型試験体の形状

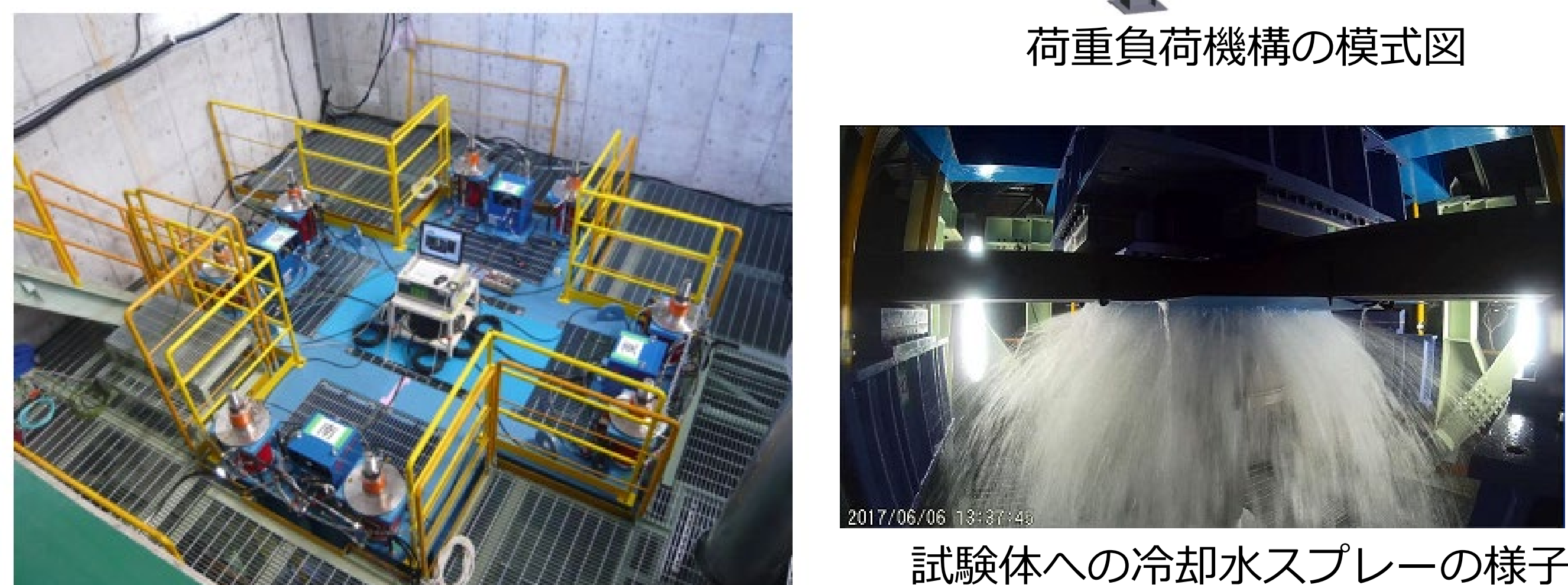


図7 PTS模擬試験設備

◆ 供試材を製作し、基礎的な材料特性を取得すると共にPTS模擬試験設備を整備した。今秋から来年度にかけて、6体のPTS模擬試験を実施する計画である。